Wed. Sep 11, 2019

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

10:00 AM - 10:50 AM JST | 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[1A01-03] Solid Waste Treatment 1

Chair:Takayuki Nagai(JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1A01] Improvement of Water Durability of Lead Borate Glass By Addition of SiO_2

*Takumi Shimakura[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1], Takeshi Tsukada[2] (1. Nagoya Univ., 2. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1A02] Study on Composition of Lead-borate Glass for the Aluminum Vitrification Process

*Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1], Takeshi Tsukada[2] (1. Nagoya Univ., 2. CRIEPI)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1A03] Examination of stabilization treatment method of radioactive aluminum waste
(1)基本条件の検討

*Misaki Seki[1], Koji Ishikawa[2], Hiroshi Nagata[1], Kaoru Ohtsuka[1], Takazumi Ohmori[1], Yumi Suzuki[2], Atsushi Tanaka[2], Tomohiko Kawakami[2], Hiroshi Ide[1], Kunihiko Tsuchiya[1] (1. JAEA, 2. KAKEN)

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

10:50 AM - 12:00 PM JST | 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[1A04-07] Solid Waste Treatment 2 and Utilization of Radiation

Chair:Hirohide Kofuji(JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1A04] Development on volume reduction technology of high dose used ion exchange resin

*Tomokazu Sekine[1], Fuminori Sato[1], Kazuo Matsui[2], Hiromitsu Inagaki[2] (1. EBARA INDUSTRIAL CLEANING CO.,LTD., 2. CHUBU Electric Power Co.,Inc.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1A05] Geopolymer solidification of decomposed ion exchange resin residue

*Takahiro Kikuchi[1], Yasuhiro Suzuki[1], Tadashi Sasaki[1], Takao Ikeda[1], Masaki Takaoka[2] (1. JGC, 2. Kyoto Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1A06] Filtration drying treatment of decomposed ion exchange resin residue by freezing and thawing method

*tadashi sasaki[1], Yuji Nagai[1], Mitsushi Motoyama[1], Takahiro Kikuchi[1], Takao Ikeda[1] (1. JGC Corporation)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1A07] Possibility of direct energy conversion from radiation to electricity using SiC Schottky system

*Kenji Yoshii[1], Tatsuo Fukuda[1], Hajime Tanida[1], Hideaki Shiwaku[1], Junichiro Kamiya[1], Yuichi Yamazaki[2], Takahiro Makino[2], Ohshima Takeshi[2], Tsuyoshi Yaita[1] (1. JAEA, 2. QST)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[1A08-12] Vitrification 1

Chair:Hinai Hiroshi(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1A08] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(68)A basic research on the applicability of iron phosphate glass for low-level radioactive waste - result and evaluation of fused glass solidification with nuclides contamination -

*Fuminori Sato[1], Masahiro Mouri[2], Tsuyoshi Arai[2], Yasuo Saito[1] (1. JAEA, 2. Shibaura Inst. of Tech.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1A09] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(69)Study of plasma melting vitrification of incineration ash vitrified by electric furnace

*Kouichi Ikeda[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1A10] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(70)Vitrification property of HLW adsorption glass

*Hirohide Kofuji[1], Yasunori Miyazaki[1], Sou Watanabe[1], Ichiro Goto[1], Masayuki Takeuchi[1], Koichi Ohyama[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1A11] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(71)Preparation and characterization of simulated waste borosilicate glasses including phosphorus

*Takayuki Nagai[1], Kennichi Sasage[1], Takehiko Inose[2], Seiichi Sato[2], Kiyoshi Hatakeyama[3] (1. JAEA, 2. Inspection Development Co., 3. E&E Techno Service Co.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1A12] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(72)Local structure analysis for simulated waste borosilicate glasses including phosphorus

*Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Kenichi Sasage[1], Takayuki Nagai[1] (1. JAEA)

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

4:05 PM - 5:25 PM JST | 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[1A13-17] Vitrification 2

Chair:Tomoyuki Sone(JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1A13] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(73)Effect of Na reduction from high-level liquid waste on prevention of yellow-phase generation

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

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1A14] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(74)Effect of contact between glass and calcined material on the crystal form of ruthenium oxide

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

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1A15] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(75)Development of vitrification technology for low level radioactive waste

*Toshiro Oniki[1], Yasutomo Tajiri[1], Toshiki Fukui[1], Takeshi Tsukada[2], Hiroki Iwabuchi[3] (1. IHI, 2. CRIEPI, 3. JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1A16] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(76)Development of vitrification technology for High level radioactive waste

*kohei oowaku[1], Norio KANEHIRA[1], Takeshi HOSHINO[1], Toshiki FUKUI [2], Hiroki IWABUCHI[3], Takeshi TSUKADA[4] (1. JNFL, 2. IHI, 3. JAEA, 4. CRIEPI)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1A17] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(77)Research plan since 2019

*Takahiro ISHIO[1], Norio KANEHIRA[1], Takeshi HOSHINO[1], Toshiki FUKUI[2], Masayuki TAKEUCHI[3], Yoshihiro OKAMOTO[3], Takeshi TSUKADA[4] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. IHI Corporation, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

10:00 AM - 10:50 AM JST | 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B01-03] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 1

Chair:Kazuhito Niwase(Hachinohe Inst. of Tech.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1B01] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

(12)Behavior of water during small-scale drying test

*Yusuke Sagawa[1], Isao Yamagishi[2] (1. ART kagaku, 2. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1B02] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

(13)Behavior of water during full-scale drying test

*Makoto Arisaka[1,2], Isao Yamagishi[1,2], Hiroyuki Sato[1,2], Atsuhiko Terada[1,2] (1. IRID, 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1B03] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

(14)Behavior of chloride ion during full-scale drying test

*Isao Yamagishi[1,2], Makoto Arisaka[1,2], Hiroyuki Sato[1,2], Atsuhiko Terada[1,2] (1. IRID, 2. JAEA)

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

10:50 AM - 12:00 PM JST | 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B04-07] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 2

Chair:Yoshihisa Kaneda(THC)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1B04] Gas diffusion effect on H_2 release caused by water radiolysis in geopolymers

*Vincent Cantarel[1], Makoto Arisaka[1], Isao Yamagishi[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1B05] Hardness in Electron Irradiated Metakaolin Based Geopolymer

*Thi-Chau-Duyen Le[1], Hysayuki Suematsu[1], Isamu Kudo[2,3], Thi-Mai-Dung Do[1], Tadachika Nakayama[1], Koichi Niihara[1] (1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology, 2. Technology Development Center, Nagaoka University of Technology, 3. ADVAN ENG. co.,ltd)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1B06] Study on Solidification of Secondary Waste Produced from Contaminated Water Treatment by Geopolymer

*Keisuke Tanizawa[1], Isamu Kudo[1], Hayato Maruyama[1], Hisayuki Suematsu[2] (1. ADVAN ENG. co., ltd., 2. Nagaoka University of Technology)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1B07] Study of Zeolite Mixing Ratio on Cement Solidification of Cesium-Adsorbed Zeolite

*Kazuhito Niwase[1] (1. NIT,Hachinohe College)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B_GM] 「バックエンド部会」第51回全体会議

[1B_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B_PL] Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

Chair:Tamotsu Kozaki(Hokkaido Univ.)

[1B_PL01] Overview of the Results of JAEA's Underground Research Laboretory Projects

*Takeshi Semba[1] (1. JAEA)

[1B_PL02] Research and Development at Underground Research Laboratories by RWMC

*Masato Kobayashi[1] (1. RWMC)

[1B_PL03] Research and Development at Underground Research Laboratories by CRIEPI

*Ryuta Hataya[1], Yasuharu Tanaka[2], Takuma Hasegawa[3] (1. CRIEPI, 2．CRIEPI, 3．CRIEPI)

[1B_PL04] Overview of International Cooperative Project utilizing Foreign U.R.L. and Expectations for the Future

*Kiyoshi Fujisaki[1] (1. NUMO)

[1B_PL05] Discussion

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

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B08-10] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 3

Chair:Tsuyoshi Arai(Shibaura Inst. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1B08] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(1)Examination of Task on processing

*Jun KATO[1,2], Takumi TANIGUCHI[1,2], Masahiro NAMIKI[1,2], Ken IMAIZUMI[1,2], Toshiharu TERASAWA[1,2], Takeshi OSUGI[1,2], Tomoyuki SONE[1,2], Osamu NAKAZAWA[1,2], Ryoichiro KUROKI[1,2], Yoshikazu KOMA[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1B09] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2)Investigation of approach for selecting solidification techniques applied to contaminated water management waste

*Tadafumi Koyama[1], Shizue Furukawa[1], Michio Kikuchi[1], Otsuka Taku[1], Takeshi Yamamoto[1], Ken Imaizumi[2], Takeshi Osugi[2], Osamu Nakazawa[2], Ryoichiro Kuroki[2] (1. CRIEPI, 2. IRID/JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1B10] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3)Outline of characteristics evaluation study on solidified body of cement and Alkali Activated Material

*Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Taku Otsuka[1], Takaya Kawato[1], Yoshihisa Kaneda[2], Masahito Shibata[2], Kazuko Haga[2], Takumi Taniguchi[3,4], Takeshi Osugi[3,4], Ryoichiro Kuroki[3,4] (1. CRIEPI, 2. Taiheiyo Consultant, 3. JAEA, 4. IRID)

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

3:35 PM - 4:25 PM JST | 6:35 AM - 7:25 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B11-13] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 4

Chair:Takatoshi Hijikata(CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1B11] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(4)Evaluation of dissolution behavior on solidified body of cement and Alkali Activated Material

*Yoshihisa Kaneda[1], Kazuko Hagag[1], Masahito Shibata[1], Mebae Kuranaga[1], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Jun Kato[3,4], Takeshi Osugi[3,4], Ryoichiro Kuroki[3,4] (1. Taiheiyo Consultant Co., Ltd., 2. CRIEPI, 3. JAEA, 4. IRID)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1B12] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(5)Gamma-ray irradiation test on solidified body of cement and Alkali Activated Material

*Takumi Taniguchi[1,2], Ken Imaizumi[1,2], Masahiro Namiki[1,2], Takeshi Osugi[1,2], Ryoichiro Kuroki[1,2], Michio Kikuchi[3], Takeshi Yamamoto[3], Yoshihisa Kaneda[4], Kazuko Haga[4] (1. JAEA, 2. IRID, 3. CRIEPI, 4. Taiheiyo Consultant)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1B13] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(6)Numerical simulation analysis of relationships between nuclide inventory and solidified body temperature

*Yoshihisa Hiraki[1,2], Toshiharu Terasawa[1,2], Ken Imaizumi[1,2], Takumi Taniguchi[1,2], Jun Kato[1,2], Takeshi Osugi[1,2], Tomoyuki Sone[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Ryoichiro Kuroki[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

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

4:25 PM - 5:10 PM JST | 7:25 AM - 8:10 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B14-16] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 5

Chair:Jun KATO(JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1B14] Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization
(2)General description of the research

*Tsuyoshi Arai[1], Fumihiro Kato[1], Kosuke Tanaka[2], Takashi Ohnishi[2], Akane Usui[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3] (1. Shibaura Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Union Showa K.K.)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1B15] Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization
(3)Morphological change in the heat treatment of Cs saturated adsorption zeolite and binder glass

*Fumihiro Kato[1], Tsuyoshi Arai[1], Kosuke Tanaka[2], Takashi Ohnishi[2], Akane Usui[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA, 3. UNION SHOWA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1B16] Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization
(4)Phase relation in heat treatment of Cs saturated adsorption zeolite

*Akane Usui[1], Kosuke Tanaka[1], Takashi Onisi[1], Tsuyoshi Arai[2], Fumihiro Kato[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3] (1. JAEA, 2. Shibaura Inst. of Tech, 3. UNION SHOWA)

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

5:10 PM - 6:00 PM JST | 8:10 AM - 9:00 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B17-19] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 6

Chair:Yoshihiro Okamoto(JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1B17] Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP
(1)Cs Volatilization at Vitrification Process

*Ryo Koga[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemittsu[1], Toshiro Oniki[2], Yasutomo Tajiri[2] (1. Kyushu Univ., 2. IHI)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1B18] Study on applicability of vitrification system using Cold Crucible Induction Melter(CCIM)
(1)Glass formulation study

*Tomoe Takahashi[1], Toshiki Fukui[1], Toshiro Oniki[1], Yasutomo Tajiri[1] (1. IHI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1B19] Study on applicability of vitrification system using Cold Crucible Induction Melter(CCIM)
(2)Evaluation of CCIM operability by full scale mock-up test

*Ryosuke Ito[1], Toshiki Fukui[1], Toshiro Oniki[1], Yasutomo Tajiri[1] (1. IHI)

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

10:00 AM - 11:55 AM JST | 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[1C01-07] Waste

Chair:Keiichiro WAKASUGI(Tokai Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1C01] Leaching behavior of radionuclides from irradiated endpiece under geological repository condition

(1)Objectives and overview of the research program

*Tomofumi Sakuragi[1], Hiroyoshi Ueda[1], Yu Yamashita[2], Masashi Ichikawa[3] (1. RWMC, 2. TOSHIBA ESS, 3. NFD)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1C02] Leaching behavior of radionuclides from irradiated endpiece under geological repository condition

(2)Estimation of a radioactive inventory in an endpiece sample

*Tsukasa Sugita[1], Kenichi Yoshioka[1], Yu Yamashita[1], Tomofumi Sakuragi[2], Hiroyoshi Ueda[2], Masashi Ichikawa[3] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. Nippon Nuclear Fuel Development Co.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1C03] Evaluation of HLW glass dissolution rate as a function of dissolved silica concentration using Si isotopes

*Ryosuke Kato[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Keita Mutou[1], Sanae Shibutani[2] (1. Kyushu Univ., 2. NUMO)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1C04] Study of Method to Improve Site Disposal Efficiency by High Waste Content Glass

*Junichi Yamashita[1], Tetsuo Fukasawa[2], Akihiro Suzuki[3] (1. TAIEI , 2. HGNE, 3. NFD)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1C05] Analysis of neutron field on geological repository of various high-level radioactive waste

(2)Development of gamma-ray field analysis module

Daiki Maeda[1], *Naoto Aizawa[1], Tomohiko Iwasaki[1] (1. Tohoku Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1C06] The effect of carbonate ion on the dissolution of UO_2

*Yuriko Moroi[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kitamura[2], Shingo Kimuro[2] (1. Tohoku university, 2. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1C07] Effect of Partitioning and Transmutation of Minor Actinoids on Long-Term Safety Assessment of High-Level Radioactive Waste Repository

*Takumi Ojima[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

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

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[1C08-10] Natural Barrier

Chair:Taiji Chida(Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1C08] Theoretical estimation method of the groundwater chemistry in granite.

*Teruki Iwatsuki[1], Hiroaki Murakami[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1C09] The application of Machine learning for reducing the computational load in the particle tracking simulation

Reduction of the computational load by identifying the path line

*Keita Sumiki[1], Takumi Saito[2] (1. Nuclear Engineering and Management,Graduate School of Engineering, Univ. of Tokyo , 2. Nuclear Professional School,Graduate School of Engineering, Univ. of Tokyo)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1C10] Evaluation of Migration Behavior of Colloids in the Natural Barrier around the waste facilities.

*Yosuke Akagi[1], Toshiyuki Nakazawa[1], Kohei Yamaguchi[1], Hisao Sato[1], Takumi Saito[2], Naoyuki Tamura[3], Naoki Yoshii[3], Takashi Kozawa[3] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. The university of Tokyo, 3. Japan Nuclear Fuel Limitd)

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

3:35 PM - 4:55 PM JST | 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[1C11-15] Nuclide Migration 1

Chair:Tomofumi Sakuragi(RWMC)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1C11] Estimation of deposition behavior of supersaturated silicic acid under the condition coexisting Mg ions and Al ions

*Atsushi Oomukai[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku University Graduate School of Engineering)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1C12] Influence of co-existing ions on the deposition behavior of supersaturated silicic acid on chlorite and sericite

*Takafumi Saito[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku University)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1C13] The effect of salt concentration on the diffusion of anions in Boom Clay

*Yuya Mizukami[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2], Yosuke Akagi[3] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University, 3. Mitsubishi Materials Corporation)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1C14] Fundamental Study of Migration Behavior of Cesium under the Unsaturated Condition through One-dimensional Column Experiments

*Masayuki Kogure[1], Ozutsumi Takenori[1], Yuichi NiiBori[1], Taiji Chida[1] (1. Tohoku Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1C15] Fundamental Study on Modeling of Radionuclide Transport Behaviors Considering Detouring Paths through an Unsaturated Layer

*Takenori Ozutsumi[1], Masayuki Kogure[1], Yuichi Niibori[1], Chida Taiji[1] (1. Tohoku Univ.)

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

4:55 PM - 6:00 PM JST | 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[1C16-19] Nuclide Migration 2

Chair:Shingo Tanaka(Hokkaido Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1C16] Consideration on modeling of Nb sorption onto clay minerals in the presence of Ca

Tetsuji Yamaguchi[1], Ko Henmi[1], Logan Barr[1], Asako Shimada[1], *Saki Ohira[1], Yoshihisa Iida[1] (1. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1C17] Effect of Carbonate on the Migration Behavior of Neptunium in Bentonite

*Masayuki Hirakawa[1], Kazuya Idemitsu[1], Ryota Yamada[1], Keisuke Yoshida[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1C18] Diffusion behavior of Copper ions in Bentonite

*Keisuke Yoshida[1], Kazuya Idemitsu[2], Masayuki Hirakawa[1], Ryota Yamada[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2] (1. Kyushu Univ., 2. Kyushu University Department of Engineering)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1C19] DGT sampling of exchangeable Cs-137
(2)Application of DGT for Fukushima environments

*MASAFUMI FUKUOKA[1], Takumi Saito[1], Kenso Fujiwara[2], Kazuki Iljima[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

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

10:00 AM - 11:05 AM JST | 1:00 AM - 2:05 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[1D01-04] Environmental Radioacitivty and Remediation

Chair:Kimiaki Saito(JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1D01] Recent Advances in Simulation Techniques on dynamical behaviors of sea water and radionuclides in 1F port and neighboring coastal area: Inclusion of Monitoring Data

*Masahiko Machida[1], Ayako Iwata[1], Susumu Yamada[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1D02] Similarity of composition between silicate glass of the Type A insoluble Cs particles and filtersof stand-by gas treatment system line in Unit 3

*Hiroki Hagiwara[1], Junpei Imoto[1], Akihide Hidaka[1,2] (1. JAEA, 2. Khalifa Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1D03] Characterisation of the radioactive particle from a river water sample in Fukushima Prefecture

*Yukio Takeuchi[1], Keisuke Taniguchi[1], Kazuki Fujita[1], Hirotsugu Arai[1], Hirofumi Yoshita[1], Naoki Nomura[2] (1. Centre for Enviornmental Creation, Fukushima Prefectural Government, 2. Fukui Univ. of Tech.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1D04] Radiocaesium dynamics in a river affected by the decontamination work in the watershed

*Keisuke Taniguchi[1], Yukio Takeuchi[1], Kazuki Fujita[1], Hirotsugu Arai[1], Hirofumi Yoshita[1], Takayuki Kuramoto[2], Yuichi Onda[3] (1. FPCEC, 2. Tokai University, 3. University of Tsukuba)

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

11:05 AM - 12:10 PM JST | 2:05 AM - 3:10 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[1D05-08] Environmental Radioacitivty and Monitoring 1

Chair:Keisuke Taniguchi(Fukushima Prefecture)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1D05] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(1)Future challenges of environmental researches based on experiences in large-scale investigations at Fukushima

*Kimiaki Saito[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1D06] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(2)Present status and prospects of the developments of KURAMA-II

*Minoru Tanigaki[1] (1. Kyoto Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1D07] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(3)Car-borne survey on national route 6 using ASURA

*Jun Goto[1], Takeshi Takahashi[1], Shu Sengoku[1], Tatsuya Kondo[1], Hidenori Yoshida[2] (1. Niigata Univ., 2. Niigata University of Health and Welfare)

11:50 AM - 12:05 PM JST | 2:50 AM - 3:05 AM UTC

[1D08] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(4)Study on the ecological half-lives of ambient dose rates using car-borne survey data with fused LASSO algorithm

*Xudong Liu[1], Masahiko Machida[1], Kimiaki Saito[1], Naoki Tanimura[2] (1. JAEA, 2. Mizuho Information & Research Institute, Inc.)

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

2:45 PM - 4:25 PM JST | 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[1D09-14] Environmental Radioacitivty and Monitoring 2

Chair:Jun Goto(Niigata Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1D09] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(5)Temporal changes in distribution of radioactive substances in and around residential houses within former/current evacuation areas

*Hiroko Yoshida[1] (1. Tohoku University)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1D10] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(6)Integration of air dose rate data measured by different observation methods

*Hiroshi Takemiya Takemiya[1], Miho Nemoto[2], Hiroko Hayashi[2], Akiyuki Seki[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA, 2. V.I.C.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1D11] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(7)Estimation of exposed dose by measurement of air dose rate considering daily activity pattern

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

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1D12] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(8)Optimizing Long-term Monitoring of Radiation Air Dose Rates at Regional Scale

*Haruko Murakami Wainwright[1,2], Dajie Sun[2], Akiyuki Seki[3], Satoshi Mikami[3], Hiroshi Takemiya[3], Kimiaki Saito[3] (1. Lawrence Berkeley National Laboratory, 2. University of California, Berkeley, 3. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1D13] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(9)Analysis of temporal changes in ambient dose equivalent rates in forests over 6 years

*Alex Malins[1], Naohiro Imamura[2], Tadafumi Niizato[1], Minsik Kim[1], Kazuyuki Sakuma[1], Yoshiki Shinomiya[2], Satoru Miura[2], Masahiko Machida[1] (1. JAEA, 2. FFPRI)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1D14] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(10)Current status of radiocesium trasfer in forests of Fukushima Prefecture

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Zul Hilmi Saidin[1], Tomoki Shinozuka[1], Satoru Akaiwa[1], Tadafumi Niizato[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

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

4:25 PM - 6:00 PM JST | 7:25 AM - 9:00 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[1D15-20] Environmental Radioacitivty and Monitoring 3

Chair:Masahiko Machida(JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1D15] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(11)Spatial variation in the transport and deposition of radiocesium through the tree canopy via branchflow and stemflow

*Zul Hilmi Saidin[1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Momo Kurihara[1], Slim Mtibaa [1], Kazuki Nanko[2], Delphis F. Levia[3] (1. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, Japan, 2. Department of Disaster Prevention, Meteorology and Hydrology, Forestry and Forest Products Research Institute, Tsukuba, Japan, 3. Departments of Geography, University of Delaware, Newark, Delaware, USA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1D16] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(12)Temporal changes in the exchangeable radiocesium in forest soils after the FDNPP accident

*Junko Takahashi[1], Daichi Hihara, Takuya Sasaki[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1D17] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(13)Assessing the impacts of land cover and land-use change on soil erosion, hydrological process, and radioactive Cesium discharge in headwater catchments in the Fukushima prefecture-13

*Slim Mtibaa[1], Yuichi Onda[1], Sho Iwagami[2], Yoshifumi Wakiyama[3] (1. Univ. of Tsukuba, 2. FFPRI, 3. Fukushima Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1D18] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(14)Change of sediment sources in suspended sediments due to surfacedecontamination in the Niida river catchment area affected by theFukushima Daiichi nuclear power plant accident

*YUICHI Onda[1], Yuki Yamanaka[1], Yoshifumi Wakiyama[2], Keisuke Taniguchi[3], Kazuya Yoshimura[4] (1. CRiED, University of Tsukuba, 2. Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, 3. Environmental Creation Center, Fukushima Prefecture, 4. JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1D19] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(15)Processes of plot-scale ^{137}Cs wash-off

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2], Yasunori Igarashi[1], Shohei Kozuka[3] (1. Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, 2. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 3. Graduate school of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1D20] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(16)Temporal integration of the data obtained by monitoring posts in Fukushima prefecture

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

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

10:00 AM - 10:50 AM JST | 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[1E01-03] Properties of Silicon Compounds

Chair:Yuji Ohishi(Osaka Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1E01] Study on Thermal Conductivity of Glasses for vitrified Radioactive Waste

*Hiromichi Ohta[1], tsuyoshi nishi[1], takumi manako[1], yasutomo tajiri[2] (1. Ibaraki Univ., 2. IHI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1E02] Thermochemical investigation of calcium silicate insulation with cesium hydroxide

*Muhammad Rizaal[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1], Takumi Saito[2], Nejdet Erkan[2], Koji Okamoto[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Tokyo)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1E03] First-principles calculations on substitutional solid solutions of Si oxides

*Toshiaki Nishii[1,2], Jun Onoe[2] (1. J-POWER, 2. Nagoya Univ.)

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

10:50 AM - 12:00 PM JST | 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[1E04-07] Physical Properties of In-core Molten Materials

Chair:Kenji Konashi(Tohoku Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1E04] Thermodynamic evaluation of mixing of molten alkali halides by molecular dynamics calculations

*Yuma Sekiguchi[1], Koichi Uozumi[2], Katsuyuki Kawamura[3], Takayuki Terai[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. CRIEPI, 3. Tokyo Tech)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1E05] Physical properties of molten core materials

(1)Surface tension of ZrO2 measured by aerodynamic levitation technique

*Toshiki Kondo[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka university)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1E06] Physical properties of molten core materials

(2)Viscosity and surface tension of Zr-O measured by electrostatic levitation technique

*Yuji Ohishi[1], Kouta Kurokawa[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1E07] Physical properties of molten core materials

(3)Viscosity and surface tension of Fe-B measured by electrostatic levitation technique

*Kiu Tanaka[1] (1. Osaka Univ.)

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

2:45 PM - 4:25 PM JST | 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[1E08-13] Fundamental Properties of Nuclear Fuel Material

Chair:Hiroaki Muta(Osaka Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1E08] Oxygen self-diffusion coefficients in (U, Pu)$O_{2\pm x}$

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

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1E09] Enthalpy measurement and heat capacity evaluation of PuO_2 in high temperature region

*Kyoichi Morimoto[1], Masahiro Ogasawara[2] (1. JAEA, 2. Inspection Development Co.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1E10] Evaluation of fundamental properties of CaF_2

(1)Experimental approach

*Masato Kato[1], Ryota Tsuchimochi[1], Taku Matsumoto[1,2], Joshua Taylor White[2], Kenneth James McClellan[2] (1. Japan Atomic Enegy Agency, 2. Los Alamos National Laboratory)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1E11] Evaluation of fundamental properties of CaF_2

(2)DFT analysis of high-temperature properties

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1], Masato Kato[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1E12] Evaluation of the effect on the prevention of uranium dioxide powder adhesion on substrate using nanoparticle coating

*Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Masahiro Suzuki[1], Hiroshi Satone[2], Michitaka Suzuki[2] (1. JAEA, 2. University of Hyogo)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1E13] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

(4)pulverization characteristics of collision plate-type jet mill

*Takayoshi Makino[1], Kazuya Yamamoto[1], Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Toshihide Iso[1] (1. JAEA)

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

4:25 PM - 5:45 PM JST | 7:25 AM - 8:45 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[1E14-18] MA-Zr Hydrides

Chair:Kan Sakamoto(NFD)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1E14] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)
(1)Overview

*Kenji Konashi[1], Mutsumi Hirai[2], Hiroaki Muta[3], koki Hibi[4], Kazuo Ikeda[5] (1. Tohoku Univ., 2. NFD, 3. Osaka Univ., 4. MFBR, 5. NDC)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1E15] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)
(2)Dissolution behavior of Nd-Zr oxides to nitric acid

*Toru Higuchi[1], Mutsumi Hirai[1], Atsushi Ouchi[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3,4] (1. NFD, 2. Tohoku Univ., 3. Osaka Univ., 4. Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1E16] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)
(3)Effects of FP elements on thermal and mechanical properties of Nd-Zr hydride

*Hiroaki Muta[1], Kyosuke Nakayama[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1,2], Mutsumi Hirai[3], Kenji Konashi[4] (1. Osaka Univ., 2. Kyoto Univ., 3. NFD, 4. Tohoku Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1E17] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)
(4)Research on availability and realizability for transmutation core with MA-Zr hydride (II)

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

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1E18] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)
(5)Material balance(MB)evaluation in case of introduction of nuclear transmutation type small fast reactors

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

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

10:15 AM - 11:55 AM JST | 1:15 AM - 2:55 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[1F01-06] Thermal Hydraulics Experiment/Analysis 1

Chair:Yoichi Utanohara(INSS)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1F01] Mechanisms of void fraction development in subcooled flow boiling

*Tomio Okawa[1], Hiroki Ohori[1], Hongji Li[1], Yuya Endo[1] (1. UEC)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1F02] Optimization of model parameters of a subchannel analysis code based on a data assimilation method

*Atsushi Ui[1], Yoshiro Kudo[1], Masahiro Furuya[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI))

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1F03] Evaluation of structural effect of BWR spacers on droplet flow dynamics

*Riichiro OKAWA[1], Masahiro FURUYA[1], Takahiro ARAI[1], Tsugumasa IIYAMA[1] (1. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1F04] Experimental observation and numerical simulaion of drop impact onto a liquid film

*Katsuyuki Kawai[1], Susumu Yamashita[2], Tomio Okawa[1], Hiroyuki Yoshida[2] (1. UEC, 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1F05] Detailed thermal-hydraulics simulation around a beam-window on ADS
(1)Large-scale unsteady flow simulation by JUPITER

*Susumu Yamashita[1], Hiroyuki Yoshida[1], Takanori Sugawara[1] (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1F06] Observation of Concentration Diffusion Behavior of Sodium Pentaborate by Near-infrared Spectroscopic Technique

*Tsugumasa Iiyama[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1] (1. CRIEPI)

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

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[1F07-09] Thermal Hydraulics Experiment/Analysis 2

Chair:Atsushi Ui(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1F07] Effect of high dielectric solution on microwave heating characteristics

*Shohei Kobayashi[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Akihiro Futsuta[1], Kouta Fujiwara[1], Tomoomi Segawa[2], Koichi Kawaguchi[2], katsunori ishii[2], Takeji Kaito[2] (1. Univ. of Tsukuba , 2. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1F08] Study on improvement of PWR thermal efficiency by using Economizers in Steam Generators

*Amane Kato[1], Shinichi Morooka[1] (1. WASEDA Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1F09] Reverse flow to the branch line of a mixing tee pipe and influence of temperature difference

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

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

3:35 PM - 4:55 PM JST | 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[1F10-14] Molten Debris Behavior 1

Chair:Kei Ito(Kyoto Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1F10] Modeling of anisotropic molten debris spreading and simulation of ECOKATS test

*Akitoshi Hotta[1], Miyuki Akiba[1], Akinobu Morita[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1F11] Development of molten core spreading model at severe accident

*Nobuhide Hara[1], Takuo Oda[1], Yoshiteru Komuro[1], Hironori Noguchi[1], Kouichi Tanimoto[1], Satoru Kamohara[1], Hiroshi Goda[1] (1. MHI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1F12] Study for Evaluation of Spreading Behavior of Molten Core Free Fall under Dry Condition

*Yuta Watanabe[1], Yasunori Yamamoto[1], Tomomasa Ito[1] (1. Hokkaido University Graduate School of Engineering)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1F13] Experimental study on liquid melt spreding in water pool under devere accident

*Miyuki Akiba[1], Akitoshi Hotta[1], Akinobu Morita[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1F14] Study on Boiling Heat Transfer Characteristics in Debris Beds
4th:Visualization of boiling behaviors on a heating surface

*Taira Kawakami[1], Hiroto Sakashita[1], Ayako Ono[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

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

4:55 PM - 6:00 PM JST | 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[1F15-18] Molten Debris Behavior 2

Chair:Hiroyuki Yoshida(JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1F15] Development of Steam Explosion Retardant with Carbonated Water

*Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Tsugumasa Iiyama[1], Riichiro Okawa[1], Atsushi Ui[1] (1. CRIEPI)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1F16] Development of three-dimensional Molten Core Concrete Interaction analysis method

*Akinobu Morita[1], Akitoshi Hotta[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1F17] Designing melting core cooling system for existing ABWR

*Akira Kirihara[1], Shinichi Morooka[1] (1. WASEDA University)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1F18] Accuracy improvement of natural circulation flow rate prediction by void fraction correlation modification

*Shusuke Yoshimura[1], Shinichi Morooka[1] (1. Waseda University, Cooperating Major in Nuclear Energy)

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

10:00 AM - 10:35 AM JST | 1:00 AM - 1:35 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[1G01-02] Fukushima Daiichi NPP Accident

Chair:Masashi Himi(AdVanceSoft)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1G01] Observation of IC operation by records, analyses, and relational informations within earthquake and tsunami

*Kazuo Watanabe[1], Katsuyuki Sugiyama[2] (1. WNR-Cx Watanabe Lab., 2. Group of Manifestation of the Chief Yoshida and Fukushima 50)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1G02] Discussion of Containment Depressurization Scenario of Fukushima Daiichi Unit-2 during March 15th Morning

*Seiichi Dono[1], Kenichiro Nozaki[2], Takeshi Honda[1], Masato Mizokami[1], Daisuke Yamauchi[1], Shinya Mizokami[1] (1. TEPCO HD, 2. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

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

10:35 AM - 11:55 AM JST | 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[1G03-07] Source Term

Chair:Shinichiro Uesawa(JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[1G03] Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method

(1)Dataset for chemical reaction kinetics

*Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Naoya Miyahara[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Junpei Imoto[1], Liu Jiazhan[1], Hidetoshi Karasawa[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1G04] Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method

(2)Elemental model set

*Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Shunichiro Nishioka[1], Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Junpei Imoto[1], Jiazhan Liu[1], Hidetoshi Karasawa[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1G05] Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method

(3)Thermodynamic dataset

*Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[1], Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Junpei Imoto[1], Jiazhan Liu[1], Hidetoshi Karasawa[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1G06] Analytical study on removal mechanisms of cesium aerosol from noble gas bubble in sodium pool

*Shinya Miyahara[1] (1. University of Fukui)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1G07] Analytical study for remobilization of iodine deposits under air condition

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

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[1G_GM] 「原子力安全部会」第22回全体会議

[1G_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Safety Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[1G_PL] Issues and future tasks related to the evaluation of source terms

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[1G_PL01] Severe accident analysis and source terms

*Mitsuhiro Kajimoto[1] (1. NRA)

[1G_PL02] Unexplained point of Fukushima Dai-ichi accident related to source terms

*Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

[1G_PL03] Issues on safety research related to source terms

*Hideo Nakamura[1] (1. JAEA)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[1G08-11] RIA

Chair:Ayako Ono(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1G08] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

(5)Progress and Overview

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

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1G09] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

(6)Transient critical heat flux with 3 x 3 bundle heated rapidly at high pressure

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Atsushi Ui[1], Riichiro Okawa[1], Yuichi Sago[2], Kenichi Harada[2] (1. CRIEPI, 2. CHUBU Electric Power)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1G10] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

(7)Development and Verification of A CHF Correlation for Hot Standby RIA

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

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1G11] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

(8)BWR RIA Analysis Using the Improved CHF Correlations at Hot Standby Condition

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

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

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[1G12-15] Accident Analysis/Experiment

Chair:Kenya Takiwaki(TOSHIBA ESS)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1G12] Development of Reduced Order Modeling of Safety Analysis Code with Singular Value Decomposition for Load Rejection Scenario at BWR

*Masaki Matsushita[1], Tomohiro Endo[1], Yamamoto Akio[1] (1. Nagoya Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1G13] Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling
(3)Element test of flow path feeding coolant at the core inlet

*Tomoaki Ogata[1], Kei Higashi[1], Ryo Fukuda[1], Hideyuki Sakata[1], Yugen Shiratsuchi[2], Toshihiko Nakano[3] (1. MHI, 2. MHI NSE, 3. KEPCO)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1G14] Analysis and Evaluation for ATWS Event by RELAP5-3D (2)

*Chihiro Yanagi[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1G15] A study of advection and diffusion behavior of heavy gas around an obstacle.

*Yuga Nakanishi[1], Hirofumi Ohashi[2], Hiroyuki Sato[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

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

4:55 PM - 6:00 PM JST | 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[1G16-19] Severe Accident Analysis/Experiment

Chair:Kinya Nakamura(CRIEPI)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1G16] Improvement of JASMINE code for evaluation of molten debris coolability in containment vessel

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

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1G17] Sensitivity analysis of corium pool heat transfer model of MAAP5 in cold leg 2-inch-break LOCA

*Masaki Kamida[1], Shigeo Kodama[1], Shinsuke Tanaka[1], Yasuhiro Ishigaki[1], Hiroshi Saika[1], Takumi Kitao[1], Daiji Izawa[1] (1. NEL)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1G18] Development of Passive Debris Cooling System Phase II
(1)Outline of the Project

*Yoichi Onitsuka[1], yasushi yamamoto[1], keisuke tsukada[1], hideki horie[1], yoshiro nishioka[1], satoru kuboya[1], yuya takahashi[1], mika tahara[1], tadashi fujii[2], yoshikawa takumi[3] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. The Japan Atomic Power Company)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1G19] Development of Passive Debris Cooling System Phase II
(2)Validation Test of Suppressing Molten Core – Concrete Interaction by ZrO_2 Refractory

*Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Hideki Horie[1], Yoshiro Nishioka[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Yoichi Onitsuka[1], Mika Tahara[1], Tadashi Fujii[2], Takumi Yoshikawa[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. HGNE, 3. JAPC)

Oral presentation | I. General Issues：I. General Issues

10:00 AM - 11:05 AM JST | 1:00 AM - 2:05 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[1H01-04] What is Nuclear Safety

Chair:Tetsuo Sawada(Tokyo Tech)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1H01] Safety Goals: Revisited

(1)Pitfall of Irrational Safety Mirage

*Akira Yamaguchi[1], Etsuro Saji[2], Keiko Chitose[3], Shigeru Urata[4], Keigo Maehara[5], Shinetsu Sugawara[6], Sumiko Takeuchi[7] (1. Univ. of Tokyo, 2. MHI NSE, 3. JANSI, 4. NEL, 5. KEPCO, 6. CRIEPI, 7. IEEI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1H02] Safety Goals: Revisited

(2)Addressing contested societal values

*Shin-etsu Sugawara[1], Akira Yamaguchi[2], Etsuro Saji[3], Keiko Chitose[4], Shigeru Urata[5], Keigo Maehara[6], Sumiko Takeuchi[7] (1. CRIEPI, 2. Univ. of Tokyo, 3. MHI NSE, 4. JANSI, 5. NEL, 6. KEPCO, 7. IEEI)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1H03] Safety Goals: Revisited

(3)Proposal for High Level Qualitative Safety Goals in Japan

*Etsuro Saji[1], Akira Yamaguchi[2], Shin-etsu Sugawara[3], Shigeru Urata[4], Keiko Chitose[5], Keigo Maehara[6], Sumiko Takeuchi[7] (1. MHI NSE, 2. Univ. of Tokyo, 3. CRIEPI, 4. NEL, 5. JANSI, 6. KEPCO, 7. IEEI)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1H04] Outline of the Report of Science Council of Japan “Tsunami Countermeasures in Japan's Nuclear Power Plants”

*Yoshitaka Yoshida[1] (1. University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering)

Oral presentation | I. General Issues：I. General Issues

11:05 AM - 12:10 PM JST | 2:05 AM - 3:10 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[1H05-08] Approach to Citizen

Chair:Tomoaki Inamura(CRIEPI)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1H05] Sharing of Technical Issues about NPP

*Go Kikuchi[1], Tatsuya Itoi[1], Takenori Hida[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1H06] Radiation Experts Survey on Scientific Literacy Related to Radiation that the General Public Wants to Acquire

*Sumi Yokoyama[1], Katsuya Takahashi[2], Yuka Moriguchi[3], Yashunobu Wakashiro[4], Mitsuyo Itoh[5], Ryosuke Narita[6], Masanori Takenishi[7], Ako Takenishi[8] (1. Fujita Health Univ., 2. PRIMAFF, 3. Kangencon, 4. Kobe Univ. (PhD. student), 5. Toyokawa City Hospital, 6. JAEA, 7. Kyoto Koka Women’s Univ., 8. Hyogo University of Teacher Education)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1H07] The Dialogue Meeting between Local Residents and Experts for Rehabilitation of Fukushima by ICRP and JAEA

*Yuya Endo[1], Tsuyoshi Maeda[1], Yasuhiro Uezu[1], Jacques Lochard[2], Christopher Clement[2], Hiroki Fujita[2], Ryoko Ando[3] (1. JAEA, 2. ICRP, 3. Fukushima Dialogue)

11:50 AM - 12:05 PM JST | 2:50 AM - 3:05 AM UTC

[1H08] Social Aspects of Tritium Water Problems at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Tetsuo Sawada[1] (1. Tokyo Tech.)

General Meeting

12:10 PM - 1:00 PM JST | 3:10 AM - 4:00 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[1H_GM] 「社会・環境部会」第41回全体会議

[1H_GM] General Meeting

Oral presentation | I. General Issues：I. General Issues

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[1H09-12] Path to Consensus Building

Chair:Ryuichi Yamamoto(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1H09] Digitalize the Nationwide Map of Scientific Features for Geological Disposal

*Masashi Nishikawa[1] (1. Aoyama Gakuin Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1H10] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (12)

Did abnormal weather enhance the awareness of the usefulness of nuclear power?

*Atsuko Kitada[1] (1. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1H11] Development of an application for rough estimation of individual doses

Purpose, Plan and What we did in the first six months

*Takeshi Takahashi[1], Jun Goto[1], Tatsuya Kondo[1], Masahiro Sugawa[1], Naoki Kano[1], Hiroko Yoshida[2], Ken Ohno[3], Yusuke Oribe[3], Hidenori Yoshida[3] (1. Niigata Univ., 2. Tohoku Univ., 3. Niigata Univ. of Health and Welfare)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1H12] Diffusion and Uptake Activity on High revel radioactive waste disposal project for Metropolitan area residents of big power-consuming area.

Vitrified radioactive waste disposal in far off reclaimed island of Odaiba.

*Shinji Mitani[1] (1. Nuclear Communications)

Oral presentation | I. General Issues：I. General Issues

3:50 PM - 5:30 PM JST | 6:50 AM - 8:30 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[1H13-18] Nuclear Education

Chair:Etsuro Saji(MHI NSE)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1H13] Class-On-Demand "Radiation Education and HLW Geological disposal" in Elementary schools in Japan

Transition of the last eight years

*Hiroko MIYUKI[1], Keiichi N. Ishihara[2], Naoki Yamano[3], Yuji Kodama[4], Shigeyuki Haga[5], Toshiharu Miyakawa[6], Kiyohiro Ueda[7,8], Go Shinzawa[9] (1. Workshops and Instructional Strategies in Education, 2. Kyoto University, 3. Tokyo Institute of Technology, 4. Momoyama Elementary School Attached to Kyoto University of Education, 5. Iwaki city Takasaka Elementary School, 6. JNFL Rokkasho Visitors Center, 7. Sonoda Women's University, 8. Otemae University, 9. NPO Reassurance Science Academy)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1H14] Study on human capacity building program for understanding and communicating the essence of risk-informed decision

*Tatsuya Itoi[1], Tsuyoshi Takada[1], Takenori Hida[1], Go Kikuchi[1], Yoko Matsunaga[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JANUS)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1H15] A User-friendly radiation dose evaluation Monte Carlo code for education / on-site use (2)

Comparison with PHITS and use in education

*Tetsuo Matsumura[1], Takanori Kameyama[1] (1. Tokai University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1H16] Development and validation of large diameter Eu:LiCaAlF$_6$ scintillation detector for neutron measurement in educational experiments.

*Yuji Kato[1], Kenta Urano[1], Takanori Kameyama[1], Toshiaki Ohe[1], Eiji Takada[2] (1. Tokai University , 2. Toyama Technical College)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1H17] Development and Practical Study on Radiation Education Program for Teachers Using Nuclear Regulation Human Resource

*Yasuhisa Oya[1], Kenji Okuno[1], Takahiro Kayano[1], Kenichiro Mori[2], Toshihiro Ozeki[2], Yoshiyuki Fukuda[3], Naoki Miyamoto[4], Taku Nakamura[5], Akihide Kayano[6], Keisuke NIgawa[7] (1. Shizuoka University, 2. Hokkaido University of Education, 3. Miyagi University of Education, 4. Ibaraki University, 5. Gifu University, 6. Shimane University, 7. Hyogo University of Education)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1H18] Investigation of High School Textbooks

Investigation of World and Japanese History, Geography, Modern Society,Ethics, Politics and Economy Textbooks

*Kazuhiko Kudo[1], Akira Kumagai[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAERO)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-1 Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment

10:00 AM - 10:35 AM JST | 1:00 AM - 1:35 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[1I01-02] Isotope Separation and Analysis

Chair:Koichi Uozumi(CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1I01] Molybdenum isotope enrichment by column chromatography using crown ether resins

*Kazuki Tanoshiro[1], Chizu Kato[1], Satoshi Fukutani[2], Syun Sekimoto[2], Tsutomu Ohtsuki[2], Takeshi Ohno[3], Toshiyuki Fujii[1] (1. Osaka Univ., 2. Kyoto Univ., 3. Gakushuin Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1I02] A compact external cavity laser diode coupled tapered amplifier system for isotope separation and analysis

*Stephen Robert Wells[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ. of Tokyo)

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

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[1I03-07] Advanced Analytical Chemistry

Chair:Takeshi Tsukada(CRIEPI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[1I03] Development of laser absorption analtyical spectroscopy with glow discharge atom source

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

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1I04] Measurement of Ba mass bias factor in triple quadrupole inductively coupled plasma mass spectrometry

*HIROKI SHIBAHARA[1], MAMI YUKI[1], YUKIKO OISHI[1], YASUTAKA TAKEUCHI[1] (1. ATOX)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1I05] Optimization of chromatography method for an advancement of trace analysis of ^{151}Sm

*Masaaki Yoshida[1], Tsuyoshi arai[1], Ryotatsu Matsushima[2], Yasuo Saito[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1I06] Adsorption behavior of trivalent actinides and lanthanides on pyridine resin in sodium nitrate aqueous solution

Fauzia Hanum Ikhwan[1], Chikage Abe[2], Kenji Konashi[2], *Tatsuya Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. Technol., 2. Tohoku Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1I07] XAFS study on the local structure of U(V) in Ternary transition metal uranates

*Daiske Akiyama[1], Takayuki Nagai[2], Yoshihiro Okamoto[2], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1,2] (1. Tohoku univ., 2. JAEA)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[1I_GM] 「核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会」第23回全体会議

[1I_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Non-Proliferation, Safeguard, Nuclear Security Network

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[1I_PL] Status and Future Challenges on R&Ds for International Safeguards

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)

[1I_PL01] Current Status of International Safeguards for Nuclear Fuel Cycle and R&Ds Needs

*Masato Hori[1] (1. JAEA)

[1I_PL02] R&Ds for Nuclear Non-proliferation and Safegurads on future reactors and nuclear fuel cycle

*Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

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

2:45 PM - 4:25 PM JST | 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[1I08-13] NDA Techniques for Non-Proliferation, Safeguards and Nuclear Security

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1I08] Application of Photofission Reaction to Identify High-Enrichment Uranium by Utilizing Bremsstrahlung Spectrum Photons

*KIM WEI CHIN[1], HIROSHI SAGARA[1], CHI YOUNG HAN[1], REI KIMURA[1] (1. Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1I09] Development of Image Reconstruction Technology using Passive Gamma Emission Tomography (1)Image Reconstruction of gamma-ray sources in Mock-up Fuel Assembly using Bayesian Iterative Approximation

*shigeki shiba[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1I10] Demonstration of imitated nuclear material detection using nuclear resonance fluorescence nondestructive assay method

*Mitsuo Koizumi[1], Mohamed Omer[1], Tohn Takahashi[1], Michio Seya[1], Toshiyuki Shizuma[1,2], Ryoichi Hajima[1,2], Satoshi Hashimoto [3], So Amano [3], Shuji Miyamoto [3] (1. JAEA, 2. QST, 3. Univ. of Hyougo)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1I11] Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source (1)Applicability of Laser Driven Neutron Source for Neutron Resonance Transmission Analysis

*Tohn Takahashi[1], Mitsuo Koizumi[1], Fumiaki Ito[1], Satoshi Suzuki[1], Akifumi Yogo[2], Yasunobu Arikawa[2], Yuki Abe[2], Hiroaki Nishimura[2,4], Jun-ichi Hori[3], Tadafumi Sano[5] (1. JAEA, 2. Osaka Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Fukui Univ. of Tech., 5. Kinki Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1I12] Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source (2)Development of Detectors and Analytical Methods

*Fumiaki Ito[1,6], Tohn Takahashi[1], Satoshi Suzuki[1], Mitsuo Koizumi[1], Akifumi Yogo[2], Yasunobu Arikawa[2], Yuki Abe[2], Hiroaki Nishimura[2,4], Jun-ichi Hori[3], Tadafumi Sano[5] (1. JAEA, 2. Osaka Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Fukui Univ. of Tech., 5. Kindai Univ., 6. NAIS)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1I13] Research and development for a transportable active neutron equipment using a neutron source

*Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1], Akira Ohzu[1] (1. JAEA)

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

4:25 PM - 5:45 PM JST | 7:25 AM - 8:45 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[1I14-18] Fuel & FP Behavior in Accident

Chair:Kyoichi Morimoto(JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1I14] A study on the chemical reaction between fuel materials and graphite block

(1)Thermodynamic equilibrium calculations

Shigetaka Maeda[1], Isamu Sato[2], *Masaya Yamamoto[1], Hiroyuki Naito[1], Koji Maeda[1] (1. JAEA, 2. Tokyo City Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1I15] A study on the chemical reaction between fuel materials and graphite block

(2)Differential scanning calorimetry of the uranium dioxide and graphite

*Hiroyuki Naito[1], Masaya Yamamoto[1], Shigetaka maeda[1], Shigeru Kurematsu[2], Isamu Sato[3], Koji Maeda[1] (1. JAEA, 2. NDC, 3. Tokyo City Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1I16] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

Wettability of liquid caesium iodine on the polycrystalline oxide solid surfaces

*Hiroto Ishii[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[2], Ken Kurosaki[1,2,3] (1. Osaka University, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 3. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1I17] New synthesis method of simulated fuel containing high volatile Cs compounds

*Jiazhan LIU[1], Shuhei MIWA[1], Kunihisa NAKAJIMA[1], Masahiko OSAKA[1] (1. JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1I18] Environment inside Unit 2 at the time of the Fukushima nuclear accident inferred from radiocesium-bearing microparticles

*Taiga Okumura[1], Noriko Yamaguchi[2], Hiroki Suga[1], Yoshio Takahashi[1], Toshihiro Kogure[1] (1. UTokyo, 2. NARO)

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

10:00 AM - 11:00 AM JST | 1:00 AM - 2:00 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[1J01-04] Development of Methodology 1

Chair:Satoshi Takeda(Osaka Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1J01] Application of Tree Structure Geometry for Monte Carlo Simulation on GPU

*Takuya Okubo[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1J02] Compression of Macroscopic and Microscopic Cross Section Table for Heterogeneous Core Calculations using Dimensionality Reduction

*Masato Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1J03] Application of Active Sub-Space Method to Nuclear Data Integral Testing③

*Daichi Imazato[1], Chiba Go[1] (1. Hokkaido Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1J04] Caluculation Method of Estimated Criticality Lower-Limit Multiplication Factor Using the Bootstrap Method

(2)Improvement considering Neutronic Similarity, Experimental Error, and Statistical Error of Monte Carlo Code

*Fuga Nishioka[1], Takuto Hayashi[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

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

11:00 AM - 12:00 PM JST | 2:00 AM - 3:00 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[1J05-08] Development of Methodology 2

Chair:Yuichi Yamane(JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1J05] Self-shielding calculations based on the IGA-method

*Matthias NEZONDET[1], Willem van Rooijen[2] (1. University of Fukui, Graduate School of Engineering, Advanced Interdisciplinary Science and Technology, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1J06] An Investigation on the Control Rod Homogenization Method for Next-Generation Fast Reactor Cores

*Kazuo Takino[1], Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1J07] Impact of Diffusion Coefficient and Correction Term on Convergence Performance of CMFD Acceleration

*Yoshiki Oshima[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[1J08] Improvement of Optimally-Weighted Predictor-Corrector Method for Nuclear Fuel Burnup Calculation.

*Jumpei Sasuga[1], Go Chiba[1], Yasunori Ohoka[2], Kento Yamamoto[2], Hiroaki Nagano[2] (1. Hokkaido University, 2. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[1J_GM] 「炉物理部会」第51回全体会議

[1J_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Reactor Physics Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[1J_PL] Situation and issues concerning Small Modular Reactor (SMR)

Chair:Akito Oizumi(JAEA)

[1J_PL01] Reactor physics in SMR development

*Toru Obara[1] (1. Tokyo Tech)

[1J_PL02] SMR development overview

*Kazuaki Kito[1], Yoshitaka Kimura[2], Kazuhito Asano[3] (1. Hitachi-GE, 2．MHI, 3．TOSHIBA ESS)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[1J09-12] Development of Calculation Code

Chair:Kenichi Tada(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1J09] Development of SCOPE2, Core Calculation Code Based on 3-D Fine-Mesh Multi-Group Transport Calculation for PWR

(14)Validation of Calculation Model for Nuclide Compositions through Actual Core Tracking Calculation

Kento Yamamoto[1], *Yasunori Ohoka[1], Hiroaki Nagano[1] (1. NFI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1J10] BWR whole core nuclear-thermal hydraulic coupled simulation system

(5)Effects of energy group refinement on the BWR core calculation

*Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Munenari Yamamoto, Tatsuya Iwamoto[1] (1. GNF-J)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1J11] Verification of FRBurner module of CBZ code system: fast reactor core burn-up calculation based on OECD/NEA benchmark report.

*Junshuang FAN[1], Chiba Go[1] (1. Hokkaido Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1J12] Extension of the IGA-method to multi-physics calculations

*Willem van Rooijen[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

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

3:50 PM - 4:40 PM JST | 6:50 AM - 7:40 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[1J13-15] PIE Analysis

Chair:Kunihiro Nakajima(Kindai Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1J13] Analysis of Isotopic Composition by Post-Irradiation Examination of PWR Lead Use Assembly

*Shunsuke Sato[1], Motomu Suzuki[1], Yasushi Nauchi[1] (1. CRIEPI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1J14] Analysis of post irradiation examination data by CASMO5 and MVP-BURN

*Daiki Iwahashi[1], Tomohiro Sakai[1], Toru Yamamoto[1] (1. NRA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1J15] Study on validation of new fission yield by analysis of post-irradiation examination

*Atsuya Iso[1], Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1] (1. Osaka Univ.)

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

4:40 PM - 6:00 PM JST | 7:40 AM - 9:00 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[1J16-20] Uncertainty Analysis

Chair:Tadafumi Sano(Kindai Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1J16] Uncertainty quantification of nuclides number densities after fuel depletion based on efficient random sampling method using sensitivity

*Go Chiba[1] (1. Hokkaido University)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1J17] Uncertainty Analysis on Depletion Calculation Using CASMO5
(1)Calculation Results on Pin-Cell Geometry

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1] (1. NRA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1J18] Impact of the methods of generating fission yield covariance matrix on the uncertainty quantification of FP nuclides number density

*Keisuke Honta[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1J19] Random Sampling-Based Uncertainty Quantification using a Continuous Energy Monte Carlo Method for a Thermal Neutron System

*Hiroya Oike[1], Ryoichi Kondo[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1J20] Bias factor method based on weighted difference

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1], Hiroki Koike[2], Daisuke Sato[2], Toshikazu Takeda[3] (1. Osaka University, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. University of Fukui)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[1K_GM] 「計算科学技術部会」第26回全体会議

[1K_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Computational Science and Engineering Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[1K_PL] Simulation Credibility Built by the Best Use of Uncertainty

Chair:Masaaki Tanaka(JAEA)

[1K_PL01] Simulation Credibility and Uncertainty Quantification

*Kotaro Nakada[1] (1. TOSHIBA ESS)

[1K_PL02] Ensuring Credibility of Statistical Safety Evaluation by utilizing Uncertainty Quantification

*Yoshiro Kudo[1] (1. TEPCO HD)

[1K_PL03] Simulation Credibility using Uncertainty Quantification for Effective Source Height Evaluation

*Koichi Sada[1] (1. CRIEPI)

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

2:45 PM - 4:10 PM JST | 5:45 AM - 7:10 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[1K01-05] Microscopic Analysis

Chair:Kazuteru Sugino(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1K01] The nuclear transmutation of LLFP by means of the fast charge equilibration mechanism

*Yoritaka Iwata[1], Takashi Nishikawa[2], Haoran Wang[3] (1. Kansai University, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Shibaura Institute of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1K02] MD simulations to evaluate defect formation process under high energetic neutron irradiation

*Satoshi Terayama[1], Yuki Iwase[1], Sho Hayakawa[1], Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1K03] The microstructural evolution of c-type dislocation loop in zirconium and the effects of iron atoms on the formation process

*Guangyou Qiang[1], Taira Okita[1], Yukiya Adachi[1], Sho Hayakawa[1], Mitsuhiro Itakura[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1K04] Analysis of physical properties of thorium dioxide by machine learning molecular dynamics

*keita kobayashi[1], masahiko okumura[2], hiroki nakamura[2], Mitsuhiro Itakura[2], masahiko machida[2] (1. RIST, 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1K05] Machine Learning Molecular Dynamics Simulations of Cesium Diffusion in Concrete

*Masahiko Okumura[1], Keita Kobayashi[2], Hiroki Nakamura[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA, 2. RIST)

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

4:10 PM - 5:15 PM JST | 7:10 AM - 8:15 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[1K06-09] Safety and Reactor Analysis

Chair:Kenta Inagaki(CRIEPI)

4:10 PM - 4:25 PM JST | 7:10 AM - 7:25 AM UTC

[1K06] Effects of Mesh Size on Wrinkle Behavior of H_2-Air Premixed Flame inside of a Vessel: Numerical Simulations by using XiFoam

*Thwe Thwe Aung[1], Atsuhiko Terada[1], Ryutaro Hino[1], Satoshi Kadowaki[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nagaoka University of Technology)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1K07] Study on Level-2 PRA evaluation methods using phenomenological relationship diagram for fast reactors

(1)Applicability to ULOF event

*Tomoko Ishizu[1], Hiroki Watanabe[1], Satoshi Fujita[1], Masaaki Inoue[1] (1. NRA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1K08] A fast reactor core characteristics analysis by the correction-free detailed core calculation

*Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1K09] Examination of creation of fuel loading pattern applying Generative Adversarial Networks

*Sho Takano[1], Akira Konoma[1] (1. GNF-J)

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet

2:45 PM - 4:10 PM JST | 5:45 AM - 7:10 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[1L01-05] Blanket, Divertor

Chair:Shinji Ebara(Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1L01] Study on characteristic change of liquid Li by suspending metallic nanoparticles

(1)Selection of nanoparticles and Measurement of hydrogen release from liquid Li

*Kenya Takiwaki[1], Fumihisa Kano[1], Nobuhisa Takezawa[1], Kazuki Takahashi[1], Juro Yagi[2] (1. TOSHIBA ESS, 2. Kyoto Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1L02] Study on characteristic change of liquid Li by suspending metallic nanoparticles

(2)The wettability evaluation of liquid Li with suspended metallic nanoparticles

*Eiji Hoashi[1], Yoshiki Kanemitsu[1], Takafumi Okita[1], Kenya Takiwaki[2], Fumihisa Kano[2] (1. Osaka Univ., 2. TOSHIBA ESS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1L03] Electromagnetic force on TBM with different shape

*Wenhai Guan[1], Hyoseong Gwon[1], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1], Yoshinori Kawamura[1] (1. QST)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1L04] Neutronic evaluation of the blanket systems using molten salts dissolving functional materials to improve design margin

*Hiroki Shishido[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1L05] Investigation of sintering additives of NITE SiC aiming to the application for advanced diverter Systems

*Ryoichi Sugimoto[1], Naofumi Nakazato[1], Hirotatsu kisimoto[1] (1. Muroran Inst. of Tech.)

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-5 Fusion Neutronics

4:10 PM - 5:00 PM JST | 7:10 AM - 8:00 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[1L06-08] Fusion Neutron Engineering

Chair:Makoto Oyaidzu(QST)

4:10 PM - 4:25 PM JST | 7:10 AM - 7:25 AM UTC

[1L06] Structural design of irradiation test modules of Advanced Fusion Neutron Source (A-FNS)

*Satoshi Sato[1], Makoto Nakamura[1], Mitsuhiro Maida[2], ChangHo Park[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Atsushi Kasugai[1] (1. QST, 2. TOSHIBA ESS)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1L07] Nitrogen Concentration Dependence of Corrosion of SS316L in Liquid Lithium

*Takuma Higashi[1], Taichi Koyama[1], Takayuki Terai[1], Juro Yagi[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. Kyoto Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1L08] Measurements of fusion neutrons using neutron imaging plate with removal of gamma-ray effect

*Yasuyuki Ogino[1], Makoto Kobayashi[2,3], Keisuke Mukai[4], Juro Yagi[4], Satoshi Konishi[4], Takeo Nishitani[2], Kunihiro Ogawa[2,3], Mitsutaka Isobe[2,3] (1. Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., 2. NIFS, 3. SOKENDAI, 4. Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology

10:15 AM - 11:55 AM JST | 1:15 AM - 2:55 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[1M01-06] Accelerator Technology, Measurements

Chair:Kai Masuda(QST)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1M01] Study of orbit analysis methods considering skew magnetic field for Fixed Field alternating gradient Accelerator.

*kyosuke adachi[1], Nobuo Ikeda[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Yuhi Waga[1], Yoshiharu Mori[2] (1. kyushu university, 2. kyoto university)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1M02] Development of a four-beam IH-RFQ linear accelerator for high-intensity heavy ion beam acceleration

*Shota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[2] (1. RIKEN, 2. Tokyo tech)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1M03] Status of femtosecond time-resolved electron microscopy

*Jinfeng Yang[1], Kazuki Gen[1], Koichi Kan[1], Yoichi Yoshida Yoshida[1], Hidehiro Yasuda[2] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. UHVEM, Osaka Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1M04] Ultrafast electron diffraction using low-emittance femtosecond electron pulses

*Kazuki Gen[1], Yang Jinfeng[1], Koichi Kan[1], Yoichi Yoshida[1] (1. Osaka Univ ISIR)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1M05] Analysis of terahertz electric field profile measured using photoconductive antenna

*Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Masao Gohdo[1,2], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR, Osaka University, 2. Graduate School of Engineering, Osaka City University)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1M06] Dependence of W-derived photons and MoO_3-derived photons on W thickness

*Jaewoong Jang[1], Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[1M_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第42回全体会議

[1M_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[1M_PL] Monte Carlo Simulation and Particle Accelerator

Chair:Hiroyuki Toyokawa(AIST)

[1M_PL01] Introduction to Geant4 and its application developments

*Tsukasa Aso[1] (1. Univ. of Toyama)

[1M_PL02] Application of Monte Carlo simulation in J-PARC accelerator system

*Kazami Yamamoto[1] (1. JAEA)

[1M_PL03] Muon accelerator

*Haruo Miyadera[1] (1. TOSHIBA ESS)

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

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[1M07-12] Quantum Beam Application

Chair:Koichi Kan(Osaka Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1M07] Elemental analysis of nuclear reactor structural materials using ion beam

*Koki Sakamoto[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Koh-ichi Mochiki[1] (1. Tokyo City Univ)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1M08] Low-Dose XRF Excited by Proton-Induced Monochromatic X-Rays for Cultural Heritage Analysis

*Yoshiyuki Oguri[1], Taichi Kobayashi[1], Jun Hasegawa[1], Hitoshi Fukuda[1], Naoto Hagura[2] (1. Tokyo Tech, 2. Tokyo City Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1M09] Examination of grafting rate evaluation method for elucidation of reaction dynamics in ion beam graft polymerization method

*shinya nakajima[1], Ryoichi Inoue[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1M10] Temperature Effects on Chemically Amplified Resists Film Irradiated by Electron Beam

*Yuta Ikari[1], Kazumasa Okamoto[1], Naoki Maeda[1], Akihiro Konda[1], Takahiro Kozawa[1], Takao Tamura[2] (1. Osaka Univ., 2. NuFlare Technology, Inc.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1M11] Study on irradiation of resist materials by soft x-ray free-electron laser

*Kazumasa Okamoto[1], Syunpei Kawai[2], Shigeo Hori[2], Yuta Ikari[1], Akihiro Konda[1], Takahiro Kozawa[1], Masaharu Nishikino[3], Masahiko Ishino[3], Thanh-Hung Dinh[3], Hiroo Kinoshita[4] (1. Osaka Univ., 2. Hokkaido Univ., 3. QST, 4. Univ. of Hyogo)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1M12] Demonstration of Isotope CT Using NRF Absorption Method in UVSOR-BL1U

*Khaled Ali[1], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki SHIZUMA[2], Hiroyuki Toyokawa[3], Yoshitaka Taira[3], Calin Alexandru Ur[4], Violeta Iancu[4] (1. Kyoto Univ., 2. QST, 3. AIST, 4. ELI-NP)

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

4:20 PM - 5:10 PM JST | 7:20 AM - 8:10 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[1M13-15] Neutron Application

Chair:Kazumasa Okamoto(Osaka Univ)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1M13] Improvement of an analysis method for crystalline phase volume fraction using Bragg-edge neutron transmission imaging

*Miyuki Sato[1], Hirotaka Sato[1], Takashi Kamiyama[1] (1. Hokkaido Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1M14] Improvement of Neutron Resonance Densitometry using a Self-indication Method

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[2], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroshi Yashima[1], Jaehong Lee[1] (1. Kyoto Univ., 2. Kindai Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1M15] Current status of the MIEZE-type spin echo spectrometer at BL06 VIN ROSE at J-PARC MLF

*Tatsuro Oda[1], Masahiro Hino[1], Hitoshi Endo[2], Fumiaki Funama[3], Yuji Kawabata[1] (1. KURNS, 2. KEK IMSS, 3. Kyoto Univ.)

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

5:10 PM - 6:00 PM JST | 8:10 AM - 9:00 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[1M16-18] Medical RI Manufacturing

Chair:Yoshiyuki Oguri(Tokyo Tech)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1M16] Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211

(1)Liq. Bi target project overview

*Noriko S. Ishioka[1], Shigeki Watanabe[1], Hiroo Kondo[3], Toshihide Takai[2], Tomohiro Furukawa[2] (1. QST, 2. JAEA, 3. QST(present affiliation:MHI))

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1M17] Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211

(2)Irradiations to the liquid bismuth target

*Shigeki Watanabe[1], Hiroo Kondo[3], Masashi Koka[4], Toshihide Takai[2], Tomohiro Furukawa[2], Noriko S Ishioka[1] (1. QST, 2. JAEA, 3. QST (present affiliation: MHI), 4. Beam Operation)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1M18] Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211

(3)Compatibility of Candidate Materials of the Target Window with High Temperature Liquid Bismuth

*Tomohiro Furukawa[1], Toshihide Takai[1], Hiroo Kondo[3], Shigeki Watanabe[2], Noriko Ishioka[2] (1. JAEA, 2. QST, 3. QST (present affiliation: MHI))

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

10:00 AM - 10:50 AM JST | 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[1N01-03] Radiation Dose Measurement/Evaluation

Chair:Noriaki Nakao(Shimizu)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1N01] Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

(3)アルベド法の設定パラメータの検討

*Ayumi Wada[1], Fumiyoshi Nobuhara[2], Norihiro Matsuda[3], Yoshihiro Hirao[4] (1. Toshiba Energy Systems and Solutions Corporations, 2. TNS, 3. JAEA, 4. MRI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1N02] Duct streaming studies for JT-60 building

(2)Neutron shiealding design for ducts

*Seiichiro Tanaka[1], Koichi Okuno[1], Atsuhiko Sukegawa[2] (1. HAZAMA ANDO CORPORATION, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1N03] Radiation measurement with SLAM and dose analysis

*Akihiro Ishikawa[1], Hidenori Kawano[1], Minehito Kobayashi[1], Terumasa Sanpei[1], Alan Shippen[2], Rosie Lester[2], Matthew Paul Mellor[2] (1. ATOX , 2. CREATEC)

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

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[1N04-07] Radiation Shielding

Chair:Yoshitomo Uwamino(Shimizu)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1N04] Study on shielding performance for an accelerator-driven transportable neutron source

*Masato Tachibana[1], Tomohiro Kobayashi[2], Yujiro Ikeda[2], Yoshie Otake[2], Jun Kawarabayashi[1], Naoto Hagura[1] (1. Tokyo City University, 2. Institute of Physical and Chemical Research)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1N06] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(9)Measurement and simulation of neutron attenuation length in concrete shield using activation detectors

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Tsuyoshi Kajimoto[3], Robert Froeschl[4], Markus Brugger[4], Stefan Roesler[4], Elpida Iliopoulou[4], Angelo Infantino[4] (1. Shimizu Corporation, 2. KEK, 3. Hiroshima Univ., 4. CERN)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1N07] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(10)Measurement of neutron energy spectra by using an organic liquid scintillator in labyrinth

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Lee Eunji[4], Hiroshi Yashima[5], Tetsurou Matsumoto[6], Akihiko Masuda[6], Takahiro Oyama[2], Seiji Nagaguro[2], Yoshitomo Uwamino[3] (1. Hiroshima Univ., 2. KEK, 3. Shimizu, 4. Kyushu Univ., 5. Kyoto Univ., 6. AIST)

Planning Lecture | Over view Report：The University of Tokyo, Yayoi Research Conference -Techniques and application of atomic and molecular spectroscopic analysis-

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[1N_PL] Research developments using excellent properties of Lasers IV

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

[1N_PL01] kW-class laser cleaning for steel structure maintenance and decontamination

*Kazuhisa Fujita[1] (1. GPI)

[1N_PL02] Remote laser analysis technique in severe environments

*Hironori Ohba[1] (1. QST)

[1N_PL03] Development of Laser cutting technology of thick steel plates for nuclear facilities

*Koji Tamura[1] (1. QST)

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

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[1N08-10] Monte Carlo Calculation

Chair:Hideo Hirayama(KEK)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1N08] Estimation of systematic uncertainty in PHITS using bootstrap method

*Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Sato[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1N09] Accuracy of Monte Carlo calculation in the useful beam direction of the medical electron linac

*Kazuaki Kosako[1], Takuma Noto[1] (1. Shimizu)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1N10] Improvements to DCHAIN-SP and its data libraries

*Hunter Ratliff[1], Chikara Konno[1], Norihiro Matsuda[1], Tatsuhiko Sato[1] (1. JAEA)

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

3:35 PM - 4:25 PM JST | 6:35 AM - 7:25 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[1N11-13] Shielding Standard

Chair:Shintaro Hashimoto(JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1N11] Development of a dose rate prediction method for various sampled fuel debris

*Keisuke Okumura[1,2], Kenichi Terashima[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1N12] Publication of “A Handbook of Radiation Shielding -applications-“

Activity of Research Committee on Application Technologies of Shielding Calculation

*Yoshitomo Uwamino[1,2] (1. Institute of Technology, Shimizu, 2. RIKEN Nishina Center)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1N13] Discussion on the Standardization of Shielding Concrete

Present situation for standardization elemental composition

*Koichi Okuno[1], Kenichi Kimura[2], Mikihiro Nakata[3], Yukior Sakamoto[4], Toshinobu Maenaka[5], Ryu Shimamoto[6], Masahiro Tahiguchi[7], Tomohieo Ogata[8] (1. Hazama Ando Corp., 2. Fujita corp., 3. MHI NS Eng., 4. ATOX Corp., 5. Takenaka corp., 6. Chuden corp., 7. Taisei corp., 8. MHI)

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

4:25 PM - 5:15 PM JST | 7:25 AM - 8:15 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[1N14-16] Radiation Metrology

Chair:Akira Taniike(Kobe Univ.)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1N14] Estimation of Cs-137 contamination with pinhole gamma camera

*Hideo Hirayama[1,2], Katsumi Hayashi[2], Kohei Iwanaga[2], Kenjiro Kondo[1,2], Seishiro Suzuki[2] (1. KEK, 2. NRA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1N15] The forward-transmission spectrum method: a simplified dose calculation for gamma-ray bulk shielding

(1)principle of forward-transmission spectrum method

*Norihiro MATSUDA[1], Yoshihiro HIRAO[2] (1. JAEA, 2. NMRI)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1N16] The forward-transmission spectrum method: a simplified dose calculation for gamma-ray bulk shielding

(2)Perspectives on bulk shielding calculation

*Yoshihiro Hirao[1], Norihiro Matsuda[2] (1. NMRI, 2. JAEA)

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

10:00 AM - 11:55 AM JST | 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[1O01-07] Advanced PRA Methodology

Chair:Koichi Nakamura(CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1O01] Application of Surrogate Models for Dynamic PRA

(1)Investigation of Applicability for Limit Surface Prediction of PCT

*Ikuo Kinoshita[1] (1. INSS)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1O02] Application of dynamic PRA to the design optimization of sodium-cooled fast reactors

*Miku Ishizaki[1], Futoshi Tanaka[1], Hiroshi Sakaba[1], Chihiro Nishizaki[1], Tsuyoshi Sawairi[1], Atsushi Kato[2], Akihiro Ide[3], Akihiro Shibata[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1O03] Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

Part 1 Concept of Integrated Risk Assessment Methodology and Development of Multi-Unit PRA Considering Frequency Correlation Using DQFM Methodology (Framework)

*HITOSHI MUTA[1], YASUKI OHTORI[1] (1. Tokyo City University)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1O04] Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

Part 2: Proposal of Interaction Model for Analysing Nuclear Facilities Accident

*Kenji MORI[1], Hitoshi MUTA[1], Yasuki OHTORI[1] (1. Tokyo City Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1O05] Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

Part3:Bayesian estimation for generating fragility curve of high fidelity structure model

*Yoshifumi Katayama[1], Toshiaki Sakai[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2] (1. CRIEPI, 2. Tokyo City Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1O06] Research on regional risk analysis method with Continuous Markov Monte Carlo and Bayesian network

(1)Introduction to regional risk analysis method

*Satoshi Shinzaki[2], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1], Masayuki Hijiya[2], Kagetomo Miyahara[2], Kensuke Toyoshima[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. NEL)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1O07] Research on regional risk analysis method with Continuous Markov Monte Carlo and Bayesian network

(2)Preliminary development of regional risk analysis model

*Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1], Masayuki Hijiya[2], Kagetomo Miyahara[2], Kensuke Toyoshima[2], Satoshi Shinzaki[2] (1. The University of Tokyo, 2. Nuclear Engineering, Ltd)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[1O_GM] 「リスク部会」第5回全体会議

[1O_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Risk Subcommittee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[1O_PL] Basian Approach to Risk Assessment

Chair:Yu Maruyama(JAEA)

[1O_PL01] Bayesian Approach to Risk Quantification

*Akira Yamaguchi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1O_PL02] Bayesian estimation of reliability parameters

*Tomoaki Yoshida[1] (1. CRIEPI)

[1O_PL03] Bayesian Approach for Fragility Estimation

*Takashi Takata[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1O_PL04] Application of Bayesian Statistics to Source Term Analysis

*Xiaoyu Zheng[1] (1. JAEA)

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

2:45 PM - 4:25 PM JST | 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[1O08-13] PRA Technology 1

Chair:Hiroshi Ujita(AdvanceSoft)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1O08] Trial Evaluation of Human Error Probability by IDHEAS method

*Takuro Tobo[1], Nobuhisa Takezawa[1], Go Tanaka[1], Yuji Komori[1], Hiroyuki Takeuchi[1] (1. TOSHIBA ESS)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1O09] The Progress of PRA model sophistication for SHIKA NPS Unit2

(1)Failure Mode Effects Analysis for Identification Initiating Event of SHIKA NPS Unit2 during Power Operation(Level1)

*Toshiyuki Aratani[1,2], Keisuke Takashima[1,2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Shinichi Hamatani[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2] (1. Hokuriku Electric Power Company, 2. Nuclear Engineering and Services Company)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1O10] The Progress of PRA model sophistication for SHIKA NPS Unit2

(2)Evaluation results of HRA Calculator and improvement activity of SHIKA NPS Unit2

*You Higashiyama[1], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Shinichi Hamatani[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], Keisuke Takashima[1,2] (1. Hokuriku Electric Power Company, 2. Nuclear Engineering and Services Company)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1O11] KK-6,7 Project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(7)Success Criteria Analysis Using GOTHIC

*Ryotaro Sato[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Toshiteru Saito[1], Sho Takarada[2], Takatoshi Futatsugi[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1O12] KK-6,7 Project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(8)Dependency Analysis between Post-Initiator HFEs

*Yuuya Ootaki[1], Natsuki Shiraishi[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Toshiteru Saito[1], Sho Takarada[2], Takatoshi Futatsugi[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1O13] Proposal of the Alpha factor formularization method for the staggered test

*Tomohiko Ikegawa[1], Takahisa Matsuzaki[1], Ryusuke Kimura[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

4:25 PM - 6:00 PM JST | 7:25 AM - 9:00 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[1O14-19] PRA Technology 2

Chair:Sunghyon Jang(Univ. of Tokyo)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1O14] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

(1)Challenges in source term evaluation for Level 2 PRA and approach to them

*Koichi Nakamura[1], Masato Nakamura[2], Yuki Takahashi[2], Yuu Nakajima[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. MRI Research Associates, Inc)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1O15] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

(2)Evaluation for models characteristics of FP aerosol behavior in MAAP code

*Yuu Nakajima[1], Masato Nakamura[1], Yuki Takahashi[1], Koichi Nakamura[2] (1. MRA, 2. CRIEPI)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1O16] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

(3)Analysis on FP aerosol experiments applying MAAP code

*Yuki Takahashi[1], Yuu Nakajima[1], Masato Nakamura[1], Koichi Nakamura[2] (1. MRA, 2. CRIEPI)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1O17] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

(4)Development of source term uncertainty analysis method applying MAAP code

*Masato Nakamura[1], Yuki Takahashi[1], Yuu Nakajima[1], Koichi Nakamura[2] (1. MRA, 2. CRIEPI)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1O18] Determination of design tornado wind speed based on damage probability

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Hiromaru Hirakuchi[1], Tetsuya Hayashi[2], Masashi Kuramasu[2], Ichiro Tamura[2] (1. CRIEPI, 2. Chugoku Electric Power Co.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1O19] A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*Toshiaki Sakai[1], Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2], Masato Nakajima[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Tokyo City Univ.)

Thu. Sep 12, 2019

Planning Lecture | Invited lecture：Cabinet Office

9:45 AM - 10:45 AM JST | 12:45 AM - 1:45 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[2A_PL01] Human Resource Development and Nuclear Utilization

Shigeaki Okajima(President of AESJ, JAEA)

[2A_PL0101] Human Resource Development and Nuclear Utilization

*Yoshiaki Oka[1] (1. AEC)

Planning Lecture (Free Entry) | Special Lecture：Local Organizing Committee

11:00 AM - 12:00 PM JST | 2:00 AM - 3:00 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[2A_PL02] The Manyosyu poetry of the Etchu region Poet Otomo Yakamochi and Toyama

Chair:Yuji Hatano(Univ. of Toyama)

[2A_PL0201] The Manyosyu poetry of the Etchu region
Poet Otomo Yakamochi and Toyama

*Nobuyuki Sakamoto[1] (1. Takaoka Manyo Historical Museum)

Planning Lecture | Board and Committee：Board of Directors[Co-organized by Social and Environmental Division]

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[2A_PL03] Role of AESJ to Contribute to Solution of Social Issues From 60th Anniversary Symposium

Chair:Yoshitaka Nishino(President of AESJ , JAEA)

[2A_PL0301] Topics from 60th Anniversary Symposium

*Shigeaki Okajima[1] (1. President of AESJ , JAEA)

[2A_PL0302] Global Environmental Issues and Nuclear Energy

*Ryoichi Komiyama[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2A_PL0303] Perspectives on Future Nuclear - Role and Contribution of AESJ

*Akira Yamaguchi[1] (1. Vice President, Univ. of Tokyo)

[2A_PL0304] Discussion

*Yasuo Komano[1], *Shoji Tsuchida[2], *All presenters[3] (1. Ex-President, MHI NSE, 2． Kansai Univ.)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[2A01-05] Liquid Waste Treatment 1

Chair:Uruga Kazuyoshi(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2A01] Basic study on treatment of liquid containing uranium using zeolites

(1)Adsorption characteristics of uranyl ion onto zeolites

*Noriko Asanuma[1], Haruaki Matsuura[2], Youko Takahatake[3], Takanori Hoshino[3], Sou Watanabe[3], Masayuki Watanabe[3] (1. Tokai Univ., 2. Tokyo City Univ., 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2A02] Basic study on treatment of liquid containing uranium using zeolites

(2)Adsorption characteristics of zirconium into zeolite

Hiroki Aso[1], Ayaka Toyosaki[1], Noriko Asanuma[2], Youko Takahatake[3], Takanori Hoshino[3], Sou Watanabe[3], Masayuki Watanabe[3], *Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. Tokai University, 3. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2A03] Development of composite iminodiacetic acid resin for nuclide recovery from high concentration sodium contaminated radioactive liquid waste

*Fukuka Kida[1], Fumiya Nakamura[1], Tsuyoshi Arai[1], Ryotatsu Matsushima[2], Yasuo Saito[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2A04] Development of tannic acid-type organic composite adsorbent and its application to advanced oxidation process

*Yu Tachibana[1], Masao Nomura[2], Masanobu Nogami[3] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Tokyo Tech, 3. Kindai Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2A05] Development of liquid waste treatment method with insoluble tannins

*Takahiro Konno[1], Takashi Eda[1], Masashi Kayano[1] (1. JAEA)

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

4:05 PM - 5:25 PM JST | 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[2A06-10] Liquid Waste Treatment 2

Chair:Tsuyoshi Usami(CRIEPI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2A06] Study of deoxidization of nitrate ion from radioactive wastewater by ultraviolet rays

*Kouki Shimizu[1], Hyato Koyama[1], Masayoshi Hagiwara[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2A07] Development of treatment technology of spent solvent generated from fuel reprocessing process
(4)Analyses on Zr adsorbed IDA adsorbents by Micro PIXE and EXAFS

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

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2A08] Development of treatment technology of spent solvent generated from fuel reprocessing process
(5)Synthesis and performance evaluation of iminodiacetic acid adsorbent

*Fumiya Nakamura[1], Tsuyoshi Arai[1], Yoichi Arai[2], So Watanabe[2], Kazunori Nomura[2], Noriaki Seko[3] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA, 3. QST)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2A09] Study for decomposition of PCB contaminated radioactive liquid waste with PCB simulants by electron beam

*Satoshi Inagawa[1], Hiroyuki Mototsuji[1], Takatoshi Kawashima[3], Chihiro Urashima[2], Takayuki Oka[2], Tadashi Magari[2] (1. NFI, 2. KEPCO, 3. KEB)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2A10] Study of mixture ratio of incombustible fluorine oil treatment with Steam reforming system
For stable treatment of Radioactive waste oil

*Naoyuki Kanda[1], Masayoshi Hagiwara[1], Koichi Sakashita[1], Jun Kijima[1] (1. JAEA)

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

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[2B01-04] Radiochemical Analysis at Fukushima Daiichi NPS Site 1

Chair:Kazuo Yamada(NIES)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2B01] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(15)Introduction of Bayesian data analysis technique to the modelling estimation method

*Daisuke Sugiyama[1], Ryo Nakabayashi[1], Yoshikazu Koma[2,3], Youko Takahatake[2,3], Yoshio Aoki[3] (1. CRIEPI, 2. JAEA, 3. IRID)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2B02] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

(5)Estimation method of the origin of contamination in the reactor

*Masaaki Kaneko[1], masashi ichikawa[1], Ayako Nitta[2,3], Hiroshi Hinai[2,3], Atsuhiro Shibata[2,3], Yoshikazu Koma[2,3] (1. NFD, 2. JAEA, 3. IRID)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2B03] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

(6)Estimation of the origin of radionuclides related to the contamination in Units 1 and 2

*Masashi Ichikawa[1], Masaaki Kaneko[1], Hiroshi Hinai[2,3], Ayako Nitta[2,3], Atsuhiro Shibata[2,3], Yoshikazu Koma[2,3] (1. NFD, 2. JAEA, 3. IRID)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2B04] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

(7)Actinide nuclides in the contaminated water

*Hiroshi Hinai[1,2], Ayako Nitta[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2], Yoshikazu Koma[1,2], Masaaki Kaneko[3], Masashi Ichikawa[3] (1. JAEA, 2. IRID, 3. NFD)

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

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[2B05-09] Radiochemical Analysis at Fukushima Daiichi NPS Site 2

Chair:Daisuke Sugiyama(CRIEPI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2B05] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(1)Overview of the Study

Ippei Maruyama[1], Kazuo Yamada[2], *Masaya Ida[3], Kazutoshi Shibuya[3], Kazuko Haga[3], Go Igarashi[4], Yoshikazu Koma[5] (1. Nagoya Univ., 2. NIES, 3. Taiheiyo Consultant, 4. Univ. of Tokyo, 5. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2B06] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(2)Experimental Study on the effect of concrete properties on the ingress and leachin of Cs and Sr

*Kazuo Yamada[1], Go Igarashi[2], Norihisa Osawa[3], Sayuri Tomita[4], Kazuko Haga[4], Ippei Maruyama[5], Yoshikazu Koma[6] (1. NIES, 2. Tohoku Univ., present Univ. of Tokyo, 3. Tohoku Univ., present Taiheiyo Consultant, 4. Taiheiyo Consultant, 5. Nagoya Univ., 6. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2B07] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(3)Sorption behavior of alpha nuclides

*Haruka Aihara[1], Atsuhiro Shibata[1], Yoshikazu Koma[1], Sayuri Tomita[2], Ippei Maruyama[3] (1. JAEA, 2. Taiheiyo Consultant , 3. Nagoya Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2B08] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(4)Modeling of sorption behavior of Cs and Sr for cement-based materials

*Sayuri Tomita[2], Ippei Maruyama[1], Kazuko Haga[2], Kazuo Yamada[3], Go Igarashi[4], Yoshikazu Koma[5], Yoshifumi Hosokawa[6] (1. Nagoya Univ., 2. Taiheiyo Consultant, 3. NIES, 4. Univ. of Tokyo, 5. JAEA, 6. Taiheiyo Cement)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2B09] Evaluation of Cesium penetration in concrete structural materials

*Koki Koshigoe[1], Isamu Sato[1], Naoya Miyahara[1], Eriko Suzuki[2], Masahiko Ohsaka[2], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City Univ., 2. JAEA)

Planning Lecture | Over view Report：The Special Review Committee on The NUMO Safety Case[Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment]

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[2B_PL] Current Status of Peer Review on The NUMO Safety Case

Chair:Daisuke Sugiyama(CRIEPI)

[2B_PL01] Current Status of Peer Review on The NUMO Safety Case

*Osamu Tochiyama[1], *Kenji Amano[2], *Yasuaki Ichikawa[3], *Keiichiro Wakasugi[4], *Yuichi Niibori[5] (1. NSRA, 2． JAEA, 3． Okayama Univ., 4． Tokai Univ., 5． Tohoku Univ.)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[2B10-14] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 7

Chair:Masayuki Watanabe(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2B10] A Concept of Magnetic Separation Device for Volume Reduction of Radioactively Contaminated Soil

*Yasuyuki Itoh[1], Shigehiro Nishijima[1], Fumihito Mishima[1], Hiroshi Horiike[1] (1. Fukui University of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2B11] Removal of Radioactive Cesium from Fukushima Contaminated Soil by Hot-pressing Water Extraction in a Column

*Xiangbiao Yin[1], Yoshikazu Koma[1], Yusuke Inaba[2], Kenji Takeshita[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2B12] Study of Separation of Radioactive Cesium Using Argon Plasma

*Yutaro AOKI[1], Glenn Harvel[2], Fumihito MISHIMA[1], Naoki NOMURA[1], Takeyoshi SUNAGAWA[1] (1. FUT, 2. UOIT)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2B13] Desorption of Cs^+ from vermiculite by subcritical water ion-exchange method

*Kenji Takeshita[1], Yusuke Inaba[1], Xiangbiao Yin [1,2], Yoshikazu Koma[2] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2B14] Synthesis and Characterization of immobilization of Cs in Apatite Wasteforms Containing Al

*Shun Kanagawa[1], ZhiLi Dong[2], Tim White[2], Takatoshi Hizikata[3], Yukako Aoyama[1], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Nanyang Technological University, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

4:05 PM - 5:25 PM JST | 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[2B15-19] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 8

Chair:Noriko Asanuma(Tokai Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2B15] Cesium and Strontium adsorption characteristics on crystalline silicotitanite (CST) sorbent

*Takatoshi Hijikata[1], Kenta Inagaki[1], Tadafumi Koyama[1], Koichi Shimada[2], Yuta Mashiko[2], Tadashi Yamane[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2B16] Adsorption characteristics of cesium on sodium titanosilicate in washing solution of cesium-enriched fly ash

*Tsuneki Ichikawa[1,2], Kazuo Yamada[2], Takashi Sakuma[3], Shinsuke Miyabe[4] (1. Hokkaido Univ., 2. NIES, 3. EBARA Co., 4. Nippon Chem.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2B17] Fabrication and application of titanate nanowires for selective Sr adsorption

*Yuta Morioka[1], Teppei Saito[1], Naoki Asao[1,2], Kenji Tsuji[3], Kunihiro Tabata[3] (1. Shinshu Univ., 2. Tohoku Univ., 3. Chubu Electric Power)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2B18] Research and development of Spray dry processing technology for radioactive contaminated water.

*Kazukuni Furukawa[1] (1. OHKAWARA KAKOHKI Co,Ltd.)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2B19] Simulation of decommissioning system of subdrain using an adsorption column analysis code

*Kenta INAGAKI[1], Takatoshi Hijikata[1], Tadafumi Koyama[1], Yasuhiro Suzuki[2], Shinpei Kawasaki[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)

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

5:25 PM - 6:30 PM JST | 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[2B20-23] Debris Treatment and Spent Nuclear Fuel Treatment

Chair:Yu Tachibana(Nagaoka Univ. of Tech.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2B20] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys
(1)Overview of the project, and synthesis of the simulated debris

*Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Takayuki Sasaki[3], Yuta Kumagai[2], Ryoji Kusaka[2], Masayuki Watanabe[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. Kyoto Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2B21] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys
(2)Analysis of chemical state of U-Fe-Cr-Ni oxide by spectroscopic method

*Masayuki WATANABE[1], Yuta KUMAGAI[1], Ryoji KUSAKA[1], Takumi YOMOGIDA[1], Masami NAKADA[1], Akira KIRISHIMA[2], Daisuke AKIYAMA[2], Nobuaki SATO[2], Takayuki SASAKI[3] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Kyoto Univ.)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2B22] Resource retrievability using phase separation in the direct vitrification system of used nuclear fuel with lead borate glass

*Naoki Tsukiyama[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1] (1. Nagoya Univ.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2B23] The management of the spent nuclear fuel

*Shotaro Akahori[1] (1. University of Tokyo, psychiatrist)

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

10:00 AM - 10:50 AM JST | 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[2C01-03] Analysis, Scinario Evaluation and System Development 1

Chair:Toru Kitagaki(JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2C01] Inspection of storage efficiency and nonproliferation by the dismantling experiment of control rods

Development of a technique preventing B4C diffusion during volume reduction of spent control rods(2)

*Makoto Tatemura[1], Masatoshi Itagaki[2], Keisuke Kurihara[2], Serbouti Yassine[2], Yutaka Kometani[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2C02] Development of simultaneous evaluation method for integral dose and work efficiency by motion capture data

*Ryuichiro Yamagishi[1], Naotoshi Kuwamuro[1] (1. WERC)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2C03] Semantic network for nuclear decommissioning knowledge management

Semantic network

*Yasuyoshi Taruta[1,2], Satoshi Yanagihara[2], Daisuke Kawasaki[2], Yukihiro Iguchi[1,2], Kouda Yuya[1], Kouichi Tomoda[1] (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui)

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

10:50 AM - 12:00 PM JST | 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[2C04-07] Analysis, Scinario Evaluation and System Development 2

Chair:Eisuke John Minehara(LDD)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2C04] Comparison of actual dismantling process costs of a nuclear fuel cycle facility with estimation results by the DECOST

*Nobuo Takahashi[1], Takuya Kurosawa[2], Yoshihiro Meguro[1] (1. JAEA, 2. NEL)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2C05] Optimization of decontamination and demolition of a reactor building and waste disposal

Sensitivity of the costs to the parameters of measurement and decontamination

*Katsuyoshi Tsuchiya[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2C06] Schedule risk analysis for dismantling activities of core components in a decommissioning project

*Ryota Sugimoto[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. FUKUI Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2C07] Effects of neutron-activation characteristics of reactor components on waste categorization

*Kouhei Igarashi[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. Fukui university)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[2C08-11] Decommissioning Technology for Fukushima 1

Chair:Masashi Tezuka(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2C08] Analysis of environments of fuel debris formation with zircon generated by MCCI

(1)Effect of temperature and composition on zircon formation during MCCI

*Toru Kitagaki[1], Kenji Horie[2], Mami Takehara[2], Toshihiko Ohnuki[1,3] (1. JAEA, 2. NIPR, 3. Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2C09] Development of laser decontamination method in flange tank disassembly

*Naoki Maeshiro[1], Tomohiro Ogawa[1], Nobushige Sasaki[1], Haruo Nagamine[2], Ryohei Takeuchi[2], Hiroshi Nakamura[3] (1. TEPCO HD, 2. TAISEI, 3. TOYO UNION)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2C10] On-site Fukushima fuel debris contents analysis and criticality control by Portable X-ray/Neutron Sources

*Mitsuru Uesaka[1], Yuki Mitsuya[1], Tomooki Shiba[2] (1. University of Tokyo, Nuclear Professional School, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2C11] Development of hydrogels as coating materials for prevention of radioactive dust dispersion during fuel debris retrieval work

*Kohki Hibino[1], Yoko Akiyama[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ.)

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

3:50 PM - 5:40 PM JST | 6:50 AM - 8:40 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[2C12-18] Dismantling and Decontamination Technology

Chair:Mitsuru Uesaka(Univ. of Tokyo)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2C12] Technology Demonstration for Sampling of Fugen Reactor Core Components

(1)Plan for Sampling of Reactor Core Components and Radionuclide Analysis

*Goro Soejima[1], Hiroki Iwai[1], Hirokazu Hayashi[1], Yasuyuki Nakamura[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2C13] Technology Demonstration for Sampling of Fugen Reactor Core Components

(2)Current Status of Sampling for Reactor Core by using Remote Sampling Device

*Hiroki IWAI[1], Goro SOEJIMA[1], Yuto AWATANI[1], Yuta MIYAMOTO[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2C14] Dust and Penetrated Beam during Laser Cutting for Stainless Steel

(1)Particle Size Distribution of Dust

*Seiji Ando[1], Haruhiko Kadowaki[1], Ryoya Ishigami[1] (1. WERC)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2C15] Dust and Penetrated Beam during Laser Cutting for Stainless Steel

(2)Reduction of Dust and Penetrated Beam by Water Mist Spraying

*Haruhiko KADOWAKI[1], Ryoya ISHIGAMI[1], Seiji ANDO[1] (1. WERC)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2C16] Development of wiping decontamination technology using gel

*Takeyoshi Sunagawa[1], Yutaro Aoki[1], Tomohisa Goto[2] (1. FUT, 2. TAIHEI DENGYO)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2C17] Study on Applicability of Laser Coating Removal Technique to Nuclear Power Plant

(4)Decontamination test for radioactive metallic wastes

inagaki hiromitsu[1], matsui kazuo[1], *takayuki utsushikawa[2], hiroe fujita[2], takashi kurebayashi[2], kazuaki tomizawa[3], kazuhisa fujita[4] (1. Chubu Electric Power Co.,, 2. Japan Environment Research Co.,, 3. Toyokoh Co.,, 4. Graduate school for the Creation of New Photonics Industries)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2C18] Performances of the Laser Decontamination and Peeling Machine with A Gun Type Nozzle and Vacuum Collector

*Eisuke John Minehara[1] (1. LDD Corporation)

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

5:40 PM - 6:30 PM JST | 8:40 AM - 9:30 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[2C19-21] Measurementand Evaluation Method of Radioactivity Concentration

Chair:Takeyoshi Sunagawa(Fukui Univ. of Tech.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2C19] Rationalization of radioactivity concentration measurement in clearance process

Study on measurement methodology for non-uniformity of radioactivity concentration

*Minako Endo[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2C20] Development of Measurement / Evaluation Procedure for Clearance of Dismantled Objects arising from Hamaoka NPP -1/2

(1)General Outline and Deposit Radioactivity

*Motonori NAKAGAMI[1], Takashi MIMURA[1], Kenta KAWAI[1], Masato WATANABE[1] (1. Chubu Electric Power Co., Inc.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2C21] Development of Measurement / Evaluation Procedure for Clearance of Dismantled Objects arising from Hamaoka NPP -1/2

(2)Neutron Induced Radioactivity

*Masato Watanabe[1], Motonori Nakagami[1], Takashi Mimura[1], Kenta Kawai[1], Ryoji Mizuno[2] (1. Chubu Electric Power, 2. Chuden CTI)

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

9:30 AM - 10:55 AM JST | 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[2D01-05] Radiation Medicine and Biological Influence

Chair:Masafumi Akiyoshi(OPU)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2D01] Development of a Quantitative Analysis of B-10 for Boron Neutron Capture Reaction based on IEC and TMFD Systems

*Mahmoud A Bakr[1], Kai Masuda[4], Yoshiyuki Takahashi[2], Satoru Sera[3] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Institute of Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 3. Graduate School of Energy Science, kyoto University , 4. Rokkasho Fusion Institute, Fusion Energy, Directorate, QST)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2D02] Three-dimensional CT image prediction from multiple points tracking for delay compensation in lung radiotherapy

*Michel Pohl[1], Mitsuru Uesaka[1], Kazuyuki Demachi[1], Ritu Bhusal Chhatkuli[2], Akihiro Haga[3] (1. Univ. of Tokyo, 2. NIRS, 3. Tokushima Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2D03] Fundamental Research on DNA Irradiation Analysis with He Ion Microbeam for α-ray Therapy

*Masaya Sakai[1], Tokihiro Ikeda[2], Atsushi Shibata[3], Kento Takemoto[1], Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ.Tokyo, 2. RIKEN, 3. Gunma Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2D04] A direct quantitative measurement of boron-neutron capture reaction by using diamond detector

*Makoto Kobayashi[1,2], Sachiko Yoshihashi[3], Kunihiro Ogawa[1,2], Mitsutaka Isobe[1,2], Takeo Nishitani[1], Shuji Kamio[1], Yutaka Fujiwara[1], Tomomi Tsubouchi[2,4], Akira Uritani[3], Minoru Sakama[5] (1. NIFS, 2. The Graduate University for Advanced Studies, 3. Nagoya University, 4. National Institute for Basic Biology, 5. Tokushima University)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2D05] Gene expression fluctuation analysis by irradiation to human cells

*Kento Takemoto[1] (1. Tokyo Univ.)

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

10:55 AM - 12:00 PM JST | 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[2D06-09] Radiation Manegement

Chair:Jun Hirouchi(JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[2D06] Estimation of Leakage Dose around Therapy Facilities using Gantry Type Linac by Monte Carlo Method (6)

*Yoshihiro Ogawa[1,3], Kazuyuki Kobayashi[2] (1. Kindai University, 2. Accuray Japan, 3. HATC Ltd.)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2D07] Radiation safety management for Crookes tube that radiate high leakage dose

*Masafumi Akiyoshi[1] (1. Osaka Prefecture Univ., Rad. Res. Center)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2D08] Automatic screening system for vehicle surface contamination in interim storage facility

*Hiroshi Nishizawa[1], Ryuki Tanaka[1], Yasushi Nakano[1], Masakazu Nakanishi[1], Makoto Sasano[1], Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Hideaki Kakiuchi[2], Taizo Harada[2], Keiichi Matsuo[2] (1. Mitsubishi Electric, 2. Mitsubishi Electric Plant Engineering)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2D09] Development of a system to trace the causes of exposure

*Masanori Tokiyoshi[1], Haruo Nagamine[1], Kyohei Nishiyama[1], Hiroaki Ichihara[1], Jyunichi Hagiwara[1], Hiroyuki Mizuno[2], Daisuke Tanaka[3] (1. TAISEI, 2. Fuji Electric, 3. infocube LAFLA)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[2D10-14] Environmental Safety Assessment and Radiation Protection

Chair:Hiromi Yamazawa(Nagoya Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2D10] Evaluation for Uncertainty of Effective Stack Height in Numerical Simulation of Atmospheric Diffusion over Complicated Terrains

*Gaku Sasaki[1], kazuki Okabayashi[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2D11] Uncertainty Analysis of a Numerical model for evaluating Effective Source Height

Examination of Uncertainty due to Numerical Solution of Equations by means of GCI

*Hiroki Ono[1], Koichi Sada[1] (1. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2D12] Study of the level 3PRA method using WinMACCS

(3)Investigation for a change of a calculation result when using different source term.

*Masaharu Tsuzaki[1], Ryogo Kurokawa[1], Koichi Sada[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2D13] Study of the level 3 PRA method using WinMACCS

(4)Change of important input parameters by difference between source terms

*Ryogo Kurokawa[1], Masaharu Tsuzaki[1], Koichi Sada[1] (1. CRIEPI)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2D14] Examination of parameters on reduction effects of internal exposures in vehicles evacuation after nuclear accident

*Jun Hirouchi[1], Hiroshi Komagamine[2], Shogo Takahara[1], Masahiro Munakata[1] (1. JAEA, 2. Dainichi Machine and Engineering Co. Ltd.)

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

4:05 PM - 5:10 PM JST | 7:05 AM - 8:10 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[2D15-18] Environmental Radioacitivty and Radiation Measurement 1

Chair:Jun Moriizumi(Nagoya Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2D15] Temperature dependence of cesium adsorption property in the sediment of Lake Onuma on Mt.Akagi

*Naoto Kumagai[1], Haruaki Matsuura[1], Kyuma Suzuki[2], Shun Watanabe[2], Seiichi Nohara[3], Yukiko Okada[1] (1. Tokyo City Univ. , 2. Gunma Prefectural Fisheries Experiment Station., 3. National Institute for Environmental Studies.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2D16] Development and evaluation of an easy-to-use depth profiling sensor of radiocesium for forest soil

*Hiroshi Ogawa[1], Katsue Miura[2], Koichi Ide[2], Kohei Ishikawa[2], Katsuya Takenouchi[2], Ramon Kanai[2], Motomi Imai[2], Masanori Kodaka[2], Tohru Kawamoto[1], Ryuichi Kamimura[2] (1. AIST, 2. Tokyo Power Technology)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2D17] Development of passive sampler for Atmospheric $^{14}CO_2$

*Hideki Kakiuchi[1], Hidehisa Kawamura[2], Nagayoshi Shima[2] (1. Institute for Environmental Sciences, 2. KEEA)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2D18] Method for estimating of release rate of radionuclides in nuclear accident from radiation data on the sea (2)

*Shusuke Umekawa[1], Ryota Adachi[1], Masato Kanasaki[1], Mizuo Kajino[2], Keiji Oda[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, 2. Meteorological Research Institute)

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

5:10 PM - 6:30 PM JST | 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[2D19-23] Environmental Radioacitivty and Radiation Measurement 2

Chair:Hideki Kakiuchi(IES)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2D19] Simultaneous estimation of surface concentrations and soil-depth profiles of radiocaesium with NaI(Tl) pulse height distributions measured over the ground surface.

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

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2D20] Characteristics in atmospheric concentration distribution and nuclide composition in the southward traveling plume in the early morning of March 15, 2011

*Hiromi Yamazawa[1], Naoki Yaguchi[1], Jun Moriizumi[1], Yu Kuwahara[2] (1. Nagoya University, 2. Ibaraki Pref. Environmental Radiation Monitoring Center)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2D21] Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

(4)Evaluation of reproducibility of atmospheric concentration in Nakadori, Fukushima prefecture and metropolitan area

*Shinichiro Adachi[1], Masataka Nakamura[1], Sato Yousuke[2], Hiromi Yamazawa[1] (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2D22] Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

(5)Performance evaluation of deposition reproduction using the 5th airborne monitoring

*Masataka Nakamura[1], Shinichiro Adachi[1], Yosuke Sato[2], Hiromi Yamazawa[1] (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2D23] Analysis of the behavior of atmospheric I-131 considering the physicochemical properties released from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident.

*Shunsuke Kamida[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1] (1. Nagoya Univ.)

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

9:30 AM - 10:55 AM JST | 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[2E01-05] Accident Tolerant Fuel

Chair:Masahide Takano(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2E01] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)
(1) Overview of project

*Shinichiro Yamashita[1], Seiichi Watanabe[2], Nozomu MURAKAMI Murakami[3], Hisaki SATO Sato[4], Takao Kondo Kondo[5], Takashi Nozawa Nozawa[6], Kan Sakamoto Sakamoto[7], Kazuyuki Kusagaya Kusagaya[8], Shigeharu Ukai Ukai[9], Akihiko Kimura Kimura[10] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. MNF, 3. MHI, 4. Toshiba ESS, 5. Hitachi-GE, 6. QST, 7. NFD, 8. GNF-J, 9. Hokkaido Univ., 10. Kyoto Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2E02] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)
(2) FeCrAl-ODS steels for BWR fuel claddings

*Kan Sakamoto[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Akifumi Yamaji[4], Kazuyuki Kusagaya[5], Shinichiro Yamashita[6], Tomohiro Kawanishi[6], Tokio Fukahori[6] (1. NFD, 2. Hokkaido Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Waseda Univ., 5. GNF-J, 6. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2E03] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs(3)
(3) SiC composite for BWR

*Masao Owaki[1], Fumiaki Inoue[1], Sato Hisaki[1], Ryo Ishibashi[2], Takao Kondo[2], Shinichiro Yamashita[3], Tomohiro Kawanishi[3], Tokio Fukahori[3] (1. Toshiba Energy Systems & Solution, 2. Hitachi GE Nuclear Energy, 3. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2E04] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)
(4) SiC composite material for PWR

*Seiichi Watanabe[1], Daiki Sato[1], Kenichiro Furumoto[1], Daisuke Komiyama[1], Nozomu Murakami[2], Shinichiro Yamashita[3], Tomohiro Kawanishi[3], Tokio Fukahori[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2E05] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)
(5) Common fundamental technology development (round-robin experiment)

*Takashi Nozawa[1], Hisaki Sato[2], Kenichiro Furumoto[3], Ryo Ishibashi[4], Shinichiro Yamashita[5], Tomohiro Kawanishi[5], Tokio Fukahori[5] (1. QST, 2. TOSHIBA ESS, 3. MNF, 4. HGNE, 5. JAEA)

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

10:55 AM - 12:10 PM JST | 1:55 AM - 3:10 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[2E06-10] SiC Cladding

Chair:Takeshi Sonoda(CRIEPI)

10:55 AM - 11:05 AM JST | 1:55 AM - 2:05 AM UTC

[2E06] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(1) Mechanical property

*Daiki Sato[1], Seiichi Watanabe[1], Furumoto Kenichiro[1], Yamashita Shinichiro[2], Kawanishi Tomohiro[2], Fukahori Tokio[2] (1. Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2E07] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(2) Corrosion property

*Kenichiro Furumoto[1], Seiichi Watanabe[1], Daiki Sato[1], Akihiro Maeda[3,2], Kunitaka Nagamine[2,3], Nozomu Murakami[2], Shinichiro Yamashita[4], Tomohiro Kawanishi[3], Tokio Fukahori[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. NDC, 4. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2E08] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(3) High temperature properties simulating DBA and BDBA

*Daisuke Komiyama[1], Seiichi Watanabe[1], Daiki Sato[1], Kenichiro Furumoto[1], Takanori Yumura[2], Michiaki Okamoto[2], Nozomu Murakami[2], Shinichiro Yamashita[3], Tomohiro Kawanishi[3], Tokio Fukahori[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2E09] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWR’s core

(4) Hermeticity of simulated end-plug-joint and cladding with corrosion resistant coatings

*Ryo Ishibashi[1], Mitsuko Kida[1], Masatoshi Shibata[1], Takao Kondo[1], Shinichiro Yamashita[2], Tomohiro Kawasaki[2], Tokio Fukahori[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, 2. JAEA)

11:50 AM - 12:05 PM JST | 2:50 AM - 3:05 AM UTC

[2E10] R&D for Introducing Silicon Carbide Materials to Safety Improvement of BWR's Core

(5) Influence of Steam Flow Rate on Oxidation of SiC at High Temperatures

*Hai V. Pham[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1], Ryou Ishibashi[2], Shinichiro Yamashita[1] (1. JAEA, 2. HGNE)

General Meeting

12:10 PM - 1:00 PM JST | 3:10 AM - 4:00 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[2E_GM] 「学生連絡会」第35回、「若手連絡会」第27回合同全体会議

[2E_GM] General Meeting

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

2:45 PM - 4:55 PM JST | 5:45 AM - 7:55 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[2E11-18] Stainless Steel Cladding

Chair:Tatsumi Arima(Kyushu Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2E11] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(1) Applicability of 10x10 fuel core design

*Kazuyuki Kusagaya[1], Sho Takano[1], Daisuke Goto[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. GNF-J, 2. NFD, 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2E12] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(2) Mechanical properties of manufactured steels

*Shigeharu Ukai[1], Aghamiri Mohammad[1], Naoko OCN[1], Shigenari Hayashi[1], Naoya Sugawara[1], Naoyuki Hashimoto[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. Hokkaido Univ., 2. NFD, 3. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2E13] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(3) Welding and inspection

*Akihiko Kimura[1], Jin Gao[1], Peng Song[1], Yen-jui Huang[1], Kan Sakamoto[2], Shinnichiro Yamashita[3] (1. Kyoto Univ., 2. NFD, 3. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2E14] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(4) Enduring for fuel failure under normal condition (2)

*Yusuke Miura[1], Kan Sakamoto[1], Shinichiro Yamashita[2] (1. NFD, 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2E15] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(5)Investigation of corrosion behavior in nitric acid solution for reprocessing process

*Youko Takahatake[1], Hiromu Ambai[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Masayuki Watanabe[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[1] (1. JAEA, 2. NFD)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2E16] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(6) High temperature water corrosion and high temperature steam oxidation properties

*Katsuhito Takahahshi[1], Yusuke Miura[1], Kan Sakamoto[1], Shin-ichiro Yamashita[2] (1. NFD, 2. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2E17] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(7) Assessment of cladding integrity under LOCA

*Ikuo Ioka[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[1] (1. JAEA, 2. NFD)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2E18] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(8) Evaluation of irradiation behavior

*Naoyuki Hashimoto[1], Yixiang Tang[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. Hokkaido Univ., 2. NFD, 3. JAEA)

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

4:55 PM - 6:15 PM JST | 7:55 AM - 9:15 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[2E19-23] Nitride Fuel Cycle

Chair:Kazuyuki Kusagaya(GNF-J)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2E19] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(9) Application of Sol-gel Process and Economical Use of N-15 in the Fuel Fabrication

*Masahide Takano[1] (1. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2E20] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(10) Application of Pore Former for Density Control in Surrogate Fuel Sintering Process

*Seiya Takaki[1], Masahide Takano[1] (1. JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2E21] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(11) Solid-liquid Phase Transition Temperature: Dependence on Chemical Composition and N_2 Partial Pressure

*Tatsumi Arima[1], Tohma Iwasa[2], Seiya Takaki[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2E22] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(12) Chemical dissolution tests of sheared pieces of simulated nitride fuel pins in molten salt

*Takumi Sato[1], Hirokazu Hayashi[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2E23] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(13)Reductive Extraction of Zr and Lanthanides in Liquid Cd

*Tsuyoshi Murakami[1], Masatoshi Iizuka[1], Hirokazu Hayashi[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

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

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[2F01-04] Gas-Liquid Two-Phase Flow

Chair:Tomio Okawa(UEC)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2F01] Interfacial Friction in Vertical Pipes under Countercurrent Flows

(1)Flooding at the Bottom End

*Naoki Sano[1], Michio Murase[1], Toshiya Takaki[1], Koji Nishida[1], Raito Goda[2], Akio Tomiyama[2] (1. INSS, 2. Kobe Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2F02] Interfacial Friction in Vertical Pipes under Countercurrent Flows

(2)Flooding at the Top End

*Michio Murase[1], Toshiya Takaki[1], Koji Nishida[1], Akio Tomiyama[2] (1. Institute of Nuclear safety System, Inc., 2. Kobe University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2F03] Numerical Simulation of Bubble Behavior in PWR Rod Bundle by Interface Tracking Method

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

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2F04] Large-scale simulation on two-phase flow in the fuel assemblies of LWR by the mechanistically based method

*Ayako Ono[1], Susumu Yamashita[1], Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

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

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[2F05-09] Fast Reactor Thermal Hydraulics 1

Chair:Masahiro Furuya(CRIEPI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2F05] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(10)Development of coupling method for basic modules in multi-level simulation system

*norihiro doda[1], kenji yokoyama[1], masaaki tanaka[1], takashi takata[1], hiroyuki ohshima[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2F06] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(11)Development of physical models related to severe accident analysis

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Masateru Sonehara[1], Akihiro Uchibori[1], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2F07] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(12)Fundamental experiment on sodium-concrete reaction (second report)

*Shin Kikuchi[1], Nobuyoshi Koga[2], Akikazu Kurihara[1], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA, 2. Hiroshima Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2F08] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(13)Experimental study on aerosol transport behavior using the multi-cell facility

*Ryota Umeda[1], Akikazu Kurihara[1], Shin Kikuchi[1], Norihiro Kikuchi[1], Takata Takashi[1], Ohshima Hiroyuki[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2F09] Coupled Neutronics and Thermalhydraulics of Molten Salt Fast Reactor

*Hiroyasu MOCHIZUKI[1,3], Michio YAMAWAKI[2,3] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. The University of Tokyo, 3. BERD)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[2F_GM] 「熱流動部会」第53回全体会議

[2F_GM] General Meeting

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session 1 - Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors, Thermal-Hydraulics Division, Computational Science and Engineering Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[2F_PL] Evaluation of Critical Heat Flux of Nuclear Reactor, Present and Future

Chair:Tomio Okawa(UEC)

[2F_PL01] Outline of Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors

*Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

[2F_PL02] Current Evalution Method of CHF in Light Water Reactor

CHF Correlations

*Tadakatsu Yodo[1] (1. MHI)

[2F_PL03] Current Evalution Method of CHF in Light Water Reactor

Subchannel Analysis

*Yuki Narushima[1] (1. Hitachi)

[2F_PL04] Research for Mechanistic Evaluation Method of CHF

DNB

*Ayako Ono[1] (1. JAEA)

[2F_PL05] Research for Mechanistic Evaluation Method of CHF

Film Dryout

*Kenichi Katono[1] (1. Hitachi)

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

2:45 PM - 4:10 PM JST | 5:45 AM - 7:10 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[2F10-14] Fast Reactor Thermal Hydraulics 2

Chair:Yoichi Utanohara(INSS)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2F10] Basic Research on Visualization Measurement of Dynamic Behavior of Gas-Liquid Interface in Liquid Sodium Multiphase Flow

*Yuta Akimoto[1], Yosuke Ogino[1], Takeshi Fukuda[1] (1. Osaka Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2F11] Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor

Applicability of local wastage influencing factors to conventional correlation

*Akikazu Kurihara[1], Ryota Umeda[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2F12] Behavior of Entrained Droplets in a High-Speed Gas Jet into a Liquid Pool

*Taro Sugimoto[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Akihiro Uchibori[2], Akikazu Kurihara[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2F13] Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

(5)Effect of pipe and particle sizes on pressure drop in simulated debris bed

*Akinari Ishikuro[1], Daisuke Ito[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Yuya Imaizumi[2], Kenichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2F14] Solidification behavior of single molten droplet falling through coolant

*Kota Kawasaki[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Kazuya Koyama[2] (1. University of Tsukuba, 2. Mitsubishi FBR Systems, Inc.)

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

4:10 PM - 5:45 PM JST | 7:10 AM - 8:45 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[2F15-20] Emergent Equipment

Chair:Michio Murase(INSS)

4:10 PM - 4:25 PM JST | 7:10 AM - 7:25 AM UTC

[2F15] Study to evaluate operating limit of isolation condenser during hydrogen injection

*Yasunori YAMAMOTO[1], Masayoshi MORI[1] (1. Hokkaido University)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[2F16] Effect of non-condensable gas on flow resistance of isolation condenser

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

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2F17] A passive method for solving thermal stratification of spent fuel pools -Evaluation by flow visualization experiment-

*Katsuki Ochiai[1], Shinichi Morooka[1] (1. Waseda Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2F18] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
Numerical Simulation of Spray Cooling Experiment by 4x4 Simulated Fuel Bundle

Taku Nagatake[1], *Hiroyuki Yoshida[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1] (1. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2F19] Prediction of the Thermal-hydraulic and Operative Characteristics of Steam Injector

*Yuki HARA[1], Yuhei TERAMACHI[1], Shuichiro MIWA[1] (1. HOKKAIDO Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2F20] Flow structure related to operating mechanism of supersonic steam injector

*Yuki Kamata[1], Eita Koyama[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. Univ. of Tsukuba)

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

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[2G01-05] Severe Accident of Sodium-Cooled Fast Reactor 1

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2G01] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(11)Project Overview and Progress by JFY 2018

*Hidemasa Yamano[1], Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Shin Kikuchi[1], Yuki Emura[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Tsuyoshi Nishi[3], Xiaoxing Liu[4], Kenya Nakamura[5] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tohoku University, 3. Ibaraki University, 4. Kyushu University, 5. Central Research Institute of Electric Power Industry)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2G02] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(12)Thermophysical Properties of 7mass%B_4C-SS Eutectic Materials in the Solid State

*Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Hidemasa Yamano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2G03] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(13)Density and Surface Tension of 7mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2G04] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(14)Emissivity, Heat Capacity and Thermal Conductivity of 7mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Hideo Higashi[1], Hiroyuki Fukuyama[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku Univ, 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2G05] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(15)Viscosity Measurement of 7mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Tsuyoshi Nishi[1], Hiroki Kokubo[1], Yuriko Takatsuka[1], Hiromichi Ohta[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Ibaraki Univ., 2. JAEA)

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

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[2G06-09] Severe Accident of Sodium-Cooled Fast Reactor 2

Chair:Daisuke Ito(Kyoto Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2G06] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(16)Immersion Tests of B_4C into Molten Stainless Steel

*Yuki Emura[1], Kenji Kamiyama[1], Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2G07] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(17)Reaction Behavior between Molten Stainless Steel and Solid Boron Carbide

*Kinya Nakamura[1], Hirokazu Ohta[1], Yuki Emura[2], Toshihide Takai[2], Hidemasa Yamano[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2G08] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(18)Validation of Eutectic Reaction Model for Use in Reactor Safety Analysis Code

*Xiaoxing Liu[1], Koji Morita[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2G09] Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors

(7)Validation of Analysis Models for the Melt Discharge Experiments into a Shallow Water Pool

*Kai Igarashi[1], Takaaki Sakai[1], Shinya Kato[2], Kenichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] (1. Tokai University , 2. JAEA)

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[2G_PL] Systematical Application of Standards for Safety Enhancement against External Hazards

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[2G_PL01] Basic Attitude toward Nulcear Safety against External Hazards

*Takashi Takata[1] (1. JAEA)

[2G_PL02] International Discussion on External Hazards

*Koichi Kobayashi[1] (1. NRA)

[2G_PL03] Status of Response to External Hazards on the Existing Nuclear Power Plants

*Tetsuro Kobayashi[1] (1. J-Power)

[2G_PL04] Significant Contents of the External Hazards Standards

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. JANSI)

[2G_PL05] Discussion

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[2G10-14] Emergency Preparedness/Risk Management

Chair:Kenta Murakami(Nagaoka Univ. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2G10] Plant incident progress scenario analysis for Mihama nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2018

*Ikuo Kawasaki[1], Toshiya Takaki[1], Akira Onoue[2], Hiroyuki Ikeda[2] (1. INSS, 2. KEPCO)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2G11] Efforts for Emergency Response at Shika Nuclear Power Station

*TOSHIHIRO AIDA[1], DAISUKE SUIMON[1], AKIRA OHBATA[1], KOHJI ONO[1], HISAKAZU NAKASONE[1], DAIKI SHIRAMIZU[1] (1. Hokuriku Electric Power Company)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2G12] Study on Safety Function Reliability Evaluation and Risk Management during the Decommissioning of Accident-Damaged Nuclear Power Plant - Based on the Results of Confinement Function Reliability Evaluation -

*Takayuki Aoki[1], Junya Masuko[2], Takayuki Negishi[3] (1. Tohoku University, 2. The Japan Atomic Power Company, 3. Nuclear Engineering and Services Company)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2G13] VUCA Framework for Risk Management of Nuclear Power Station

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Masato Nakajima[2] (1. Tokyo City University, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2G14] Developmet of tool for containment vent timing prediction using MAAP database.

(3)Development of on-site radiation dose map

*Takumi Noju[1], Kenichi Bando[2], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1] (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)

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

4:05 PM - 5:25 PM JST | 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[2G15-19] Fire Protection

Chair:Hiroaki Fujiyoshi(NFI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2G15] Development of Cable Tray Fire Modeling in Zone Code

(1)Introduction of FLASH-CAT Model

*Koji Tasaka[1], Koji Shirai[1], Junghoon Ji[1], Toshiko Udagawa[2] (1. CRIEPI, 2. WDB Co., Ltd.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2G16] Development of Cable Damage Criteria from High Temperature Gas Induced by High Energy Arc Fault

(1)Arc Exposure Test in Atmosphere Condition for Non-Flame Retardant Cable

*Yasunori Nagata[1], Koji Shirai[1], Junghoon Ji[1], Koji Tasaka[1], Tsukasa Miyagi[1], Mikimasa Iwata[1] (1. CRIEPI)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2G17] Proposal of evaluation method to prevent from HEAF fire for low and high voltage electrical cabinets

*KOJI SHIRAI[1], Koji Tasaka[1], Junghoon JI[1], Tsukasa Miyagi[1], Mikimasa Iwata[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2G18] Improvement of fireproof performance by sealing the fire-retardant sheet on glove box panels

(1)Influence of burning on glove box panels

*Kohei Kawasaki[1], Kenta Shinada[1], Naritoshi Okamoto[1], Takayoshi Makino[1] (1. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2G19] Improvement of fireproof performance by sealing the fire-retardant sheet on glove box panels

(2)Influence of usage conditions on glove box panels

*Kenta Shinada[1], Kohei Kawasaki [1], Takayoshi Makino[1], Naritoshi Okamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

5:25 PM - 6:15 PM JST | 8:25 AM - 9:15 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[2G20-22] Tornado Safety

Chair:Yuzuru Eguchi(CRIEPI)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2G20] Investigation on validity of BRL formula by steel plate perforation test using high speed projectiles

*Kosuke NAMBA[1], Masuhiro BEPPU[2], Shori HAMADA[2], Koji SHIRAI[1], Yuzuru EGUCHI[1] (1. CRIEPI, 2. National Defense Academy of Japan)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2G21] Development of high strength lightweight net using aramid fiber for tornado missile

(1)Development plan and policy

*Kosuke Aizawa[1], Masaru Ishimaru[1], Shigetaka Maeda[1], Taiichi Okada[2], Megumi Hirose[2], Yukihiro Kumagai[3], Shing0 Isaka[3] (1. JAEA, 2. DU PONT-TORAY, 3. Maeda Kosen)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2G22] Development of high strength lightweight net using aramid fiber for tornado missile

(2)weight drop method and simulation

*Masaru ISHIMARU[1], Kosuke AIZAWA[1], Shigetaka MAEDA[1], Taiichi OKADA[2], Megumi HIROSE[2], Yukihiro KUMAGAI[3], Shingo ISAKA[3] (1. JAEA, 2. DU PONT-TORAY, 3. Maeda Kosen)

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

10:45 AM - 11:55 AM JST | 1:45 AM - 2:55 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[2H01-04] Reactor Pressure Vessel

Chair:Katsuhiko Fujii(INSS)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2H01] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(1)Through-wall fracture toughness distribution of decommissioned Zion Unit 1 reactor pressure vessel steel

*Masato Yamamoto[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2H02] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(2)Through-wall distributions of metallographic structure and hardness of decommissioned Zion Unit 1 reactor pressure vessel steel

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

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2H03] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(3)Through-wall microstructural changes of decommissioned Zion Unit 1 reactor pressure vessel steel

*Tomohiro Kobayashi[1], Kenji Nishida[1], Masato Yamamoto[1] (1. CRIEPI)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2H04] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(4)Correlation between microstructural changes and yield strength of test reactor irradiated austenitic stainless steels

*Yuichi Miyahara[1], Kenji Nishida[1], Siwei Chen[1] (1. CRIEPI)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[2H_GM] 「海外情報連絡会」第61回全体会議

[2H_GM] General Meeting

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session 2 - International Nuclear Information Network, Materials Science and Technology Division, Nuclear Fuel Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[2H_PL] Energy policy in France　and the Jules Horowitz Reactor (JHR) project

Chair:Hiroaki Abe(Univ. of Tokyo)

[2H_PL01] Energy policy in France

*Sunil Felix[1] (1. French Embassy in Japan, CEA)

[2H_PL02] The Jules Horowitz Reactor (JHR) project

*Christian Gonnier[1] (1. CEA)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[2H05-08] Irradiation Effect 1

Chair:Hideo Watanabe(Kyushu Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2H05] Evaluation of microstructural change in electron-irradiated low alloy steels by nonlinear ultrasonic method

*Atsuko Kojima[1], Katsuhiko Fujii[1], Hitoshi Isida[1], Koichiro Kawashima[2] (1. INSS, 2. Ultrasonic Materials Diagnosis Lab.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2H06] Atom probe analysis of solute clusters in low alloy steels irradiated under tensile-stress condition

*Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Jun Uzuhashi[2], Tadakatsu Ohkubo[2], Kazuhiro Hono[2] (1. INSS, 2. NIMS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2H07] Influence of solute cluster on irradiation hearding in austenite steels

*Takaaki Mabuchi[1], Takeshi Doi[2], Ken-ichi Fukumoto[1], Katsuhiko Fujii[3] (1. Univ. of Fukui, 2. KEPCO, 3. INSS)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2H08] Inhomogeneous Distribution of Ni and Si atoms in Solute Clusters in Irradiated Stainless Steels

*Dongyue Chen[1], Kenta Murakami[2], Kenji Dohi[3], Kenji Nishida[3], Liang Chen[1], Naoto Sekimura[1] (1. The University of Tokyo, 2. Nagaoka University of Technology, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

3:50 PM - 5:30 PM JST | 6:50 AM - 8:30 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[2H09-14] Irradiation Effect 2

Chair:Hiroaki Abe(Univ. of Tokyo)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2H09] Molecular Dynamics Simulation of Displacement Cascades in α-Fe

Dependence of Defect Production on PKA Energy

*Yuting Chen[1], Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1], Yoshiyuki Watanabe[2] (1. KYOTO UNIVERSITY, 2. QST)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2H10] Effects on Mn addition on dislocation loop formation in ferritic alloys

*Li Ranran[1], Hideo Watanabe[1], Farong Wan (1. Kyushu Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2H11] Hydrogen absorbing behavior in Zry-2 due to multi-ion irradiation

*Hideo Watanabe[1], Katuhito Takahashi[3,2], Yushiki Saita[3] (1. RIAM, Kyushu Univ., 2. NFD, 3. Kyushu Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2H12] Effects of DPA and helium production on radiation damage microstructures etc. in irradiated austenitic stainless steels and ferritic steel

*Eiichi Wakai[1], Shigeru Takaya[1], Yuji Nagae[1], Tetsuya Hirade[1], Yoshinori Matsui[1], Shuhei Nogami[2], Akira Hasegawa[2], Kasumi Aoto[1] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2H13] Effect of ion irradiation on dimensional changeg of concrete aggregates

*Kenta Murakami[1], Nhut Vu Luu[1], Hamza Samouh[2], Ippei Maruyama[2,3], Kiyoteru Suzuki[4] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Nagoya Univ., 3. Univ. of Tokyo, 4. MRI)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2H14] Point defects production in ceria under high-energy electron irradiation by using *in-situ* cathodoluminescence

*Pooreun Seo[1], AKM Saiful Islam Bhuian[1,2], Jean-Marc Costantini[3], Syo Matsumura[1], Kazuhiro Yasuda[1] (1. Kyushu University, 2. Bangladesh Atomic Energy Commission, 3. French Atomic Energy Commission)

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

5:30 PM - 6:00 PM JST | 8:30 AM - 9:00 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[2H15-16] Fracture Behavior

Chair:Kenji Nishida(CRIEPI)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2H15] Long-Term SCC Initiation Tests of Alloy TT690 under Simulated PWR Primary Water Condition

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Makie Okamoto[1], Koji Arioka[1] (1. INSS)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2H16] Study on physical mechanism in aging phenomenon of fuel debris

(2)Transition of total crack length by cyclic temperature fluctuation in solidified molten materials including uranium

*Seiya Suzuki[1], Kimihiko Yano[1], Nobuo Okamura[1], Masayuki Watanabe[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[2I01-05] Corrosion Chemistry, Radiation Chemistry

Chair:Hidetoshi Karasawa(IAE)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2I01] Studies on Water Radiolysis under Irradiation of X-ray Simulating Bremsstrahlung

(1)Measurement of Dose and Photon Spectrum Absorbed in Water

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

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2I02] Studies on Water Radiolysis under Irradiation of X-ray Simulating Bremsstrahlung

(2)Evaluation of Effect of Radiation Quality on Molecular Formation

Ryuji Nagaishi[1], *Ryo Kuwano[1], Taichi Matsumura[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2I03] Evaluation of the effects of TiO_2 corrosion protection under the noble metal condition

*Takahiro Hara[1], Osamu Shibasaki[1], Koji Negishi[1], Seiji Yamamoto[1], Masato Okamura[1], Yusuke Horayama[1], Junichi Takagio[1] (1. TOSHIBA ESS)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2I04] Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant

(4)Evaluation of TiO_2 Deposition Distribution on surfaces of structures in a Reactor Pressure Vessel

*Takashi Mawatari[1], Yasushi Yamamoto[1], Osamu Shibasaki[1], Takahiro Hara[1], Yusuke Horayama[1], Junichi Takagi[1] (1. TOSHIBA ESS)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2I05] Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant

(5)3-D Analysis of the Water Radiolysis in the Reactor

*Yusuke Horayama[1], Takashi Mawatari[1], Shibasaki Osamu[1], Takahiro Hara[1], Junichi Takagi[1] (1. TOSHIBA ESS)

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

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[2I06-09] Ruthenium Chemistry, Corrosion Chemistry

Chair:Shunsuke Uchida(IAE)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2I06] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(5)Evaluation of Crud Deposition Behavior on Fuel Cladding Surface in Boiling Water

*Koji Negishi[1], Takahiro hara[1], Yusuke Horayama[1], Hiromi Aoi[1], Inagaki Hiromitsu[2] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS AND SOLUTIONS CORPORATION, 2. Chubu Electric Power Co., Inc.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2I07] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(6)The effect of TiO2 injection for Co-60 deposition

Osamu Shibasaki[1], *Yumi Yaita[1], Yusuke Horayama[1], Hiromi Aoi[1], Hiromitsu Inagaki[2] (1. TOSHIBA ESS, 2. Chubu Electric Power)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2I08] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(7)The effect of water condition for Co-60 deposition of TiO_2 applied material

*Osamu Shibasaki[1], Takahiro Hara[1], Yusuke Horayama[1], Aoi Hiromi[1], Hiromitsu Inagaki[2] (1. TOSHIBA ESS, 2. Chubu Electric Power)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2I09] XAFS Study of Ru in High Level Active Liquid Waste containing seawater

*Hiromu Ambai[1], Sano Yuichi[1], Masayuki Watanabe[1] (1. JAEA)

Planning Lecture | Technical division and Network：Water Chemistry Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[2I_PL] General Picture of the Updated Roadmap of Reactor Water Chemistry

Chair:Yutaka Watanabe(Tohoku Univ.)

[2I_PL01] Backgroud, Overview and Relation with Defense in Depth Concept

*Hirotaka Kawamura[1] (1. CRIEPI)

[2I_PL02] Fundamental Study for Nuclear Safety Improvement (Dose Reduction, SCC Mitigation, Fuel Integrity)

*Wataru Sugino[1] (1. JAPC)

[2I_PL03] Enhancement of Fundamental Knowledge Base (in relation with Fission Products Behaviour)

*Junichi Takagi[1] (1. TOSHIBA ESS)

[2I_PL04] Water Chemistry during and after a Severe accident

*Makoto Nagase[1] (1. Hitachi-GE)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[2I10-14] Accident Chemistry, Cesium Chemistry

Chair:Yumi Yaita(TOSHIBA ESS)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2I10] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

(1)Primary procedures for evaluation of short and long-term radioactive nuclide behavior

*Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Karasawa[1], Chiaki Kino[1], Masanori Naitoh[1], Masahiko Ohsaka[2] (1. IAE, 2. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2I11] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

(2)Major subjects for evaluation of short and long-term radioactive nuclides behavior after severe accident

*Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Chiaki Kino[1], macaroni Nato[1], Masahiko Ohsaka[2] (1. IAE, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2I12] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

(3)Phenomenologically estimation of dose rate in a building based on an accident scenario investigation (Unit-1)

*Chiaki Kino[1], Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Masahiko Ohsaka[2] (1. IAE, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2I13] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

(13)Chemical analysis of samples collected from the operating floor of the reactor building of Unit 2

*Kazuki Morishita[1,2], Takashi Onishi[1,2], Koji Maeada[1,2], Masato Mizokami[3], Kenichi Ito[3], Shinya Mizokami[3] (1. IRID, 2. JAEA, 3. TEPCO HD)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2I14] Study on dissolution behavior of Cs chemisorbed compound onto stainless steel into water

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

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

4:05 PM - 5:10 PM JST | 7:05 AM - 8:10 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[2I15-18] Pyroprocessing

Chair:Hideya Suzuki(JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2I15] Development of electrolytic reduction equipment for oxide fuel pyro-processing

(1)100 g-scale UO_2 reduction test using a cathode basket with a shroud

*Yoshiharu Sakamura[1], Masatoshi Iizuka[1], Hirohide Kofuji[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2I16] Development of spent salt treatment technology using zeolite

(6)Zeolite column experiments to absorb strontium from simulating spent salt and evaluation of column performance by mass transfer model

*Koichi Uozumi[1], Kenta Inagaki[1] (1. CRIEPI)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2I17] Development of hightly fielible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(7)Elucidation of An / Ln recovery and separation behavior with the increase of An recovery to liquid Ga cathode

*kohei tada[1], Hirohide Kofuji[1], Tsuyoshi Murakami[2] (1. JAEA, 2. CRIEPI)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2I18] Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(8)Investigations for waste reduction in pyroprocessing-1

*Masatoshi Iizuka[1], Tsuyoshi Murakami[1], Yoshiharu Sakamura[1], Toshiyuki Nohira[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Kyoto University)

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

5:10 PM - 6:15 PM JST | 8:10 AM - 9:15 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[2I19-22] Aqueous Separation and Reprocessing

Chair:Daisuke Akiyama(Tohoku Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2I19] Evaluation of DGA extractant impregnated adsorbent directed to establishment of MA separation sheet

*Yusuke Horiuchi[1], Tsuyoshi Arai[1], Sou Watanabe[2], Masayuki Takeuchi[2] (1. Shibaura Institute of Technology , 2. JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2I20] Development of a new extraction method for americium separation

*Hideya Suzuki[1], Yasutoshi Ban[1], Yasuhiro Tsubata[1], Shinobu Hotoku[1], Nao Tsutsui[1], Tatsuya Kurosawa[1], Mitsunobu Shibata[1], Tomohiro Kawasaki [1], Tatsuro Matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2I21] Adsorption separation of uranium and thorium by monoamide-immobilized hydrogel from nitric acid solution

*Masahiko Nakase[1], Tomoo Yamamura[2], Kenji Shirasaki[3], Mitsuie Nagai[3], Tohru Kobayashi[4], Daiju Matsumura[4], Yukako Aoyama[1], Sotaro tachioka[1], Kenji Takeshita[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 3. Laboratory of Alpha-Ray Emitters, Institute for Material Research, Tohoku University, 4. Material Sciences Research Center, Japan Atomic Energy Agency)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2I22] Feasibility study for LWR MOX spent fuel reprocessing using PUREX process

(1)Feasibility study on distribution process

*Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

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

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J01-05] Subcriticality Evaluation

Chair:Tomohiro Endo(Nagoya Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2J01] A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.2

*Sin-ya Hohara[1], Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[2], Kazuki Takahashi[2], Tadafumi Sano[1], Kengo Hashimoto[1] (1. Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ., 2. Graduate School of Sci. and Eng., Kindai Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2J02] Applicability of the Extended Kalman Filter Technique to Reactivity Monitoring at KUCA

*Masao Yamanaka[1], Cheol Ho Pyeon[1] (1. Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2J03] Improvement of reactivity estimation method based on behavior of power in subcritical quasi static state

*Yuichi Yamane[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2J04] Development of a handy criticality analytis tool HAND for fuel debris retrieval

*Kenichi Tada[1], Takao Sakino[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2J05] Development of multi-species material randomization using Monte Carlo solver Solomon

*TARO UEKI[1] (1. JAEA)

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

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J06-09] Criticality Safety

Chair:Satoshi Takeda(Osaka Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2J06] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(50)Sub-criticality Measurement in a KUCA Decoupled Core Simulating Large-Scale Fuel Debris

*Shinya Kano[1,2], Satoshi Wada[1,2], Tsuyoshi Misawa[3], Kitamura Yasunori[3] (1. IRID, 2. Toshiba ESS, 3. Kyoto Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2J07] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris
(51)Effect of dispersing insoluble neutron absorber on fracturing fuel debris using chisels

*Satoshi Takeo[1,2], Ryo Ishibashi[1,2], Yuichi Morimoto[1,2] (1. HGNE, 2. IRID)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2J08] Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates
(3)Evaluation of radiolytic products

*Noriaki Ushio[1], Hiroyuki Terazaki[1], Kouji Koyanagi[1], Norikazu Jin[1], Toshio Hayashi[1] (1. Kao Corporation)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2J09] Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates
(4)Evaluation of neutron shielding property and model debris adhesion

*Ryota Nambara[1], Takuji Kume[1], Noriaki Ushio[1] (1. Kao)

General Meeting

12:00 PM - 12:40 PM JST | 3:00 AM - 3:40 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J_GM] 「新型炉部会」第19回全体会議

[2J_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Advanced reactor division

12:40 PM - 2:30 PM JST | 3:40 AM - 5:30 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J_PL] Proposition for the future development of the advanced fast reactor cycle (from our experience)

Chair:Shoji Kotake(japc)

[2J_PL01] Proposition for the nuclear fuel cycle development

*Tomio Kawada[1]

[2J_PL02] Proposition for the fast reactor development

*Tsutomu Yanagisawa[1]

[2J_PL03] Proposition for the high-temperature gas-cooled reactor development

*Tatsuo Iyoku[1] (1. JAEA)

[2J_PL04] Discussion

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J10-14] Experiment & Analysis

Chair:Atsushi Sakon(Kindai Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2J10] Experiment of the Third-Order Neutron Correlation Technique for Non-Multiplication System

*Tomohiro Endo[1], Sho Imai[1], Kenichi Watanabe[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya University)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2J11] γ ray count rates from ^{238}U(n,γ) and fission reactions depending on system average ^{235}U enrichment

Yasushi Nauchi[1], Shunsuke Sato[1], *Motomu Suzuki[1], Tadafumi Sano[2], Hironobu Unesaki[2] (1. CRIEPI, 2. KURNS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2J12] Minimum value of the α-mode eigenvalue of an accelerator driven system.

*Ryota Katano[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2J13] Critical Experiment of Thorium Loaded Core at KUCA

(3)Sensitivity analysis of B2/8”p17EU-Th-EU core and next critical experimental core at KUCA

*Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Hironobu Unesaki[2] (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2J14] Application of the continuous energy Monte Carlo calculation code MVP-3 to analysis of dynamic parameters of LWR UO_2 and MOX critical test cores

*Toru Yamamoto[1], Daiki Iwahashi[1], Tomohiro Sakai[1] (1. NRA)

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

4:05 PM - 4:55 PM JST | 7:05 AM - 7:55 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J15-17] Development of New Reactor 1

Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2J15] R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

(2)Inverse kinetics analysis for HTTR simulated core in KUCA

*Kazuki Takahashi[1], Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[2], Sin-ya Hohara[2], Kengo Hashimoto[2], Yuji Fukaya[3], Tadafumi Sano[2] (1. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University, 3. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2J16] R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

(3)Rossi-α analysis for HTTR simulated core in KUCA

*Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[2], Kazuki Takahashi[1], Sin-ya Hohara[2], Kengo Hashimoto[2], Yuji Fukaya[3], Tadafumi Sano[2] (1. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University, 3. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2J17] R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

(4)Power spectrum analysis for HTTR simulated core in KUCA

*Atsushi SAKON[1], Kunihiro NAKAJIMA[2], Kazuki Takahashi[2], Sin-ya HOHARA[1], Tadafumi SANO[1], Yuji Fukaya[3], Kengo HASHIMOTO[1] (1. Kindai University Atomic Energy Research Institute, 2. Kindai University Graduate School, 3. JAEA)

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

4:55 PM - 6:00 PM JST | 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J18-21] Development of New Reactor 2

Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2J18] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

(7)Improvement of 3-dimensional Nodal Transport Method for Fast Reactor Transient Analysis

*Toshikazu Takeda[1], Satoshi Takeda[2], Takanori Kitada[2] (1. University of Fukui, 2. Osaka University)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2J19] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

(8)Survey for Achieving Low Void Reactivity

*Sho Fuchita[1], Koji Fujimura[1], Kazuhiro Fujimata[1], Satoshi Takeda[2], Toshikazu Takeda[3] (1. HGNE, 2. Osaka University, 3. University of Fukui)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2J20] Core design of a molten salt reactor with chloride fuel for MA transmutation

*Masahiro Watanabe[1], Willem Van Rooijen[2] (1. Master' course of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2J21] Irradiation Experiments on Minor Actinide by Aceelerator-Driven System at Kyoto University Critical Assembly

*Cheol Ho Pyeon[1], Masao Yamanaka[1] (1. Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science)

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-3 Research Reactor, Application of Neutron

6:00 PM - 6:30 PM JST | 9:00 AM - 9:30 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J22-23] Research Reactor

Chair:Tatsuya Fujita(NRA)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2J22] Analysis on beyond-design basis accident for a pool-type research reactor

*Takashi Tsumura[1], Nobuhiko Hirane[1], Toru Nakatsuka[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

[2J23] Tritium Release Source and Mechanism in Research and Testing Reactors

*Etsuo Ishitsuka[1], Inesh Kenzhina[2], Keisuke Okumura[1], Quan Hai Ho[1], Noriyuki Takemoto[1], Yevgeni Chikhray[3] (1. JAEA, 2. Gumilyov Eurasian National University, 3. Al-Farabi Kazakh National University)

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

2:45 PM - 3:45 PM JST | 5:45 AM - 6:45 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[2K01-04] Seismic Resistance and Isolation of SFR

Chair:Tadashi Narabayashi(Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2K01] Development of seismic assessment method for FR core

(1)Seismic Experiment of Hexagonal Bundle Model Using 313 Core Assembly Mock-Up

*Shinichiro MATSUBARA[1], Akihisa Iwasaki[1], Tomohiko Yamamoto[2], Hidenori Harada[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2K02] Development of seismic assessment method for FR core

(2)Analysis of Seismic Experiment of Hexagonal Bundle Model Using 313 Core Assembly Mock-Up

*Akihisa Iwasaki[1], Shinichiro Matsubara[1], Tomohiko Yamamoto[2], Hidenori Harada[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2K03] Development of seismic assessment method for FR core

(3)Summary of Development of FR Core Seismic Analysis Method

*Tomohiko Yamamoto[1], Shinichiro Matsubara[2], Akihisa Iwasaki[2], Kazuteru Kawamura[2], Hidenori Harada[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. Mitsubishi FBR Systems, Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2K04] Fundamental Study of Seismic Response for Three-Dimensional Isolation System Including Beyond Design Basis Ground Motions

*masato uchita[1], takayuki miyagawa[1], tsuyoshi fukasawa[2], tomohiko yamamoto[3] (1. japc, 2. MFBR, 3. JAEA)

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

3:45 PM - 4:35 PM JST | 6:45 AM - 7:35 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[2K05-07] SFR Equipments

Chair:Masaaki Tanaka(JAEA)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2K05] Development of Ultrasonic Instrumentation for Liquid Sodium

(1)Experimental Study on Acoustic coupling Characteristics

*Yuta Abe[1], Kuniaki Ara[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2K06] Development of Ultrasonic Instrumentation for Liquid Sodium

(2)Study on Acoustic Coupling of Solid-Liquid Interface

*kuniaki Ara[1], Yuta Abe[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2K07] Advancement of detailed core bowing analysis code for fast reactor

(2)Irradiation deformation analysis of prototypic reactor-scale core

*Hirokazu Ota[1], Kazuya Ohgama[2], Hidemasa Yamano[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

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

4:35 PM - 5:40 PM JST | 7:35 AM - 8:40 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[2K08-11] Advanced Reactor Development

Chair:Koki Hibi(MFBR)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2K08] Development of a small space reactor and application to SMR by using Joyo

*Tadashi Narabayashi[1] (1. Tokyo Tech)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2K09] Potential and Challenges for the Deployment of Micro-Reactors

*Takanori TANAKA[1] (1. RWMC)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2K10] Current status and issues of evaluation methods for plateout fission products behavior during accident conditions in High Temperature Gas-cooled Reactor.

*Kazuhiro SAWA[1] (1. Hokkaido University)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2K11] Development on extended burnup fuel technologies for practical high temperature gas-cooled reactors - Collaborative research with Kazakhstan -

*Shohei Ueta[1], Taiju Shibata[1], Jun Aihara[1], Asset Shaimerdenov[2], Daulet Dyussambayev[2], Masashi Takahashi[3], Hideaki Kishita[3], Shamil Gizatulin[2], Nariaki Sakaba[1] (1. JAEA, 2. INP, 3. NFI)

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

5:40 PM - 6:30 PM JST | 8:40 AM - 9:30 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[2K12-14] SFR Thermal Hydraulics

Chair:Matsubara Shinichiro(MHI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2K12] 3D CFD calculation for confirming an effect of structure to suppress gas entrainment from liquid surface of Sodium-cooled Fast Reactor

*Hironori Nakamura[1], Masato Uchita[2], osamu watanabe[1], ichiyo matoba[1], satoshi hayakawa[1], Masaaki Tanaka[3], Yuichi Onoda[3] (1. MFBR, 2. JAPC, 3. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2K13] Analysis of gas entrainment phenomenon from free liquid surface in a sodium cooled fast reactor
Validation of velocity profile and St number in a flow field

*Moe Hirakawa[1], Tkaaki Sakai[1], Toshiki Ezure[2], Masaaki Tanaka[2] (1. Tokai University, 2. JAEA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2K14] Study on In-Vessel Coolability by Decay Heat Removal Systems in Sodium-cooled Fast Reactors
(3)Conceptual Design of an Integrated Sodium Test Facility AtheNa-RV/DHRS

*Masaaki Tanaka[1], Toshiki Ezure[1], Hiroyuki Miyakoshi[1], Nobuyuki Ishikawa[1], Ryo Shimizu[2], hironori Nakamura[2], Kazuhiro Oyama[2] (1. JAEA, 2. MFBR)

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[2L01-04] Tritium Process

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2L01] Effect of halogens on catalytic oxidation reactor of detritiation system

*Yuki Edao[1], Akiko Kondo[1], Yasunori Iwai[1] (1. QST)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2L02] Study of WDS for DEMO applied with heavy water cooled blanket

*Takahiko Sugiyama[1] (1. Nagoya University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2L03] Application of infrared absorption spectroscopy to the exhaust gas analysis of fusion test device

*Masahiro Tanaka[1], Naoyuki Suzuki[1], Hiromi Kato[1] (1. NIFS)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2L04] Migration estimation of tritium generated in lithium loop for A-FNS

*Makoto Oyaidzu[1], Ohta Masayuki[1], Ochiai Kentaro[1], Kasugai Atsushi[1] (1. QST)

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[2L05-09] Tritium Behavior, Control

Chair:Yuki Edao(QST)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2L05] Study on T-production Li rod for HTGR

Influence of Li nuclear heat generation on T containment performance

*Yuki Koga[1], Hideaki Matsuura[1], Takuro Suganuma[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4], Shimpei Hamamoto[4], Kenji Tobita[5] (1. Kyushu Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Kindai Univ., 4. JAEA, 5. QST)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2L06] Upjet ejection of Lithium-lead droplet for tritium recovery

*Fumito Okino[1], Keisuke Mukai[1], Juro Yagi[1], Satoshi Kanesha[1] (1. IAE Kyoto University)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2L07] Comparison of water release behavior and tritium release behavior from soil

*Kazunari Katayama[1], daiki Ishii[1], Takahiro Matano[1], Makoto Oya[1], Toshiharu Takeishi[1] (1. Kyushu Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2L08] Tritium recovery from soil immersed in tritiated water by microwave assisted acid dissolution method

*Daiki Ishii[1], Kazunari Katayama[1], Toshiharu Takeishi[1] (1. Kyushu Univ)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2L09] A new paradigm of tritium emission control

*konishi satoshi[1] (1. Kyoto Univ.)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[2L_GM] 「核融合工学部会」第53回全体会議

[2L_GM] General Meeting

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

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[2L10-15] Solid/Liquid Breeding Materials

Chair:Keisuke Mukai(Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2L10] Static electric granulation and sintering for tritium breeding solid-ceramics sphere

Granulation condition of ceramics powder by dry method

*Yuri Natori[1], Norihiro Ikemoto[1], Kazuo Yonehara[1], Katsuyoshi Tatenuma[1] (1. Kaken Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2L11] Effect of Li_2O content on CO_2 absorption characteristics of Li_2TiO_3

*Yuma Akita[1], Masaaki Yamamoto[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Graduate school of maritime sciences,kobe university)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2L12] CO_2 absorption characteristics of high density Li_2ZrO_3 under moist air exposure

*MASAAKI Yamamoto[1], YUMA Akita[1], AKIRA Taniike[1], YUICHI Furuyama[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2L13] Compatibility test for tritium permeation barrier coatings with solid breeder pebbles

*Takumi Chikada[1], Matthias H.H. Kolb[2], Kazuki Nakamura[1], Keisuke Kimura[1], Marcin Rasinski[3], Yoshimitsu Hishinuma[4], Regina Knitter[2] (1. Shizuoka Univ., 2. KIT, 3. FZJ, 4. NIFS)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2L14] Compatibility between Fusion Reactor Blanket Structural Material F82H and Solid Breeder Lithium Oxide

*Keiji Oishi[1], Takayuki Terai[1] (1. Univ. of Tokyo)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2L15] Corrosion behavior of multi-layer coating for tritium permeation reduction in liquid lithium-lead

*Erika Akahoshi[1], Moeki Matsunaga[1], Keisuke Kimura[1], Kazuki Nakamura[1], Riho Endoh[1], Martin Balden[2], Yoshimitsu Hishinuma[3], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Max Planc Institut, 3. NIFS)

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

4:20 PM - 5:10 PM JST | 7:20 AM - 8:10 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[2L16-18] Neutron Multiplier/Shielding Materials

Chair:Takumi Chikada(Shizuoka Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2L16] Valence electron analysis of $Be_{13}Zr$ beryllide neutron multiplier using soft X-ray emission spectrometry.

*Keisuke Mukai[1], Ryuta Kasada[2], Kiyohiro Yabuuchi[1], Satoshi Konishi[1], Jae-Hwan Kim[3], Masaru Nakamichi[3] (1. Kyoto University, 2. Tohoku University, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2L17] Preliminary investigation of impurities elimination on the reuse process of neutron multipliers for fusion application

*Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu [1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2L18] Improvement of hydrogen release temperature of metal hydride neutron shielding material by Cr addition

*Masashi Sugatsuke[1], Teruya Tanaka[2], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[3], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ., 2. NIFS, 3. Kyoto Univ.)

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

5:10 PM - 6:30 PM JST | 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[2L19-23] Hydrogen Isotopes in Materials

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2L19] Correlation between hydrogen isotope retention for tungsten exposed to QUEST 2018 A / W plasma discharge campaign and its plasma discharge condition

*ayaka koike[1], Moeko Nakata[1], Mingzhong Zhao[1], Fei Sun[2], Takuro Wada[1], Shota Yamazaki[1], Naoaki Yoshida[3], Kazuaki Hanada[3], Yasuhisa Oya[2] (1. Faculty of science, Shizuoka Univ., 2. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka Univ., 3. Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2L20] The influence of defect produced by energetic hydrogen ion or electron irradiation on deuterium retention in tungsten

*Takuro Wada[1], Moeko Nakata[1], Shota Yamazaki[1], Ayaka Koike[1], Mingzhong Zhao[1], Fei Sun[2], Yuji Hatano[3], Yasuhisa Oya[2] (1. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka University, 2. Faculty of Science, Shizuoka University, 3. Hydrogen Isotope Research Center, University of Toyama)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2L21] Gamma-ray irradiation effects on deuterium retention behavior in reduced activation ferritic steel F82H and tritium permeation barrier ceramic coatings

*Shota Nakazawa[1], Kazuki Nakamura[1], Hikari Fujita[2], Hans Maier[3], Thomas Schwarz-Selinger[3], Yuji Hatano[4], Naoko Ashikawa[5,6], Wataru Inami[1], Yoshimasa Kawata[1], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Univ. of Tokyo, 3. Max Planc Institut, 4. Univ. of Toyama, 5. NIFS, 6. SOKENDAI)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2L22] Deuterium retention behavior for tungsten with 14 MeV neutron and Fe ion irradiation under various damage level

*Shota Yamazaki[1], Moeko Nakata[1], Ayaka Koike[1], Takuro Wada[1], Mingzhong Zhao[1], Fei Sun[2], Tatsuya Kuwabara[3], Yuji Hatano[4], Takeshi Toyama[5], Noriyasu Ohno[3] (1. Grad. Sch. Sci. Tech., Shizuoka Univ., 2. Fac. Sci., Shizuoka Univ., 3. Grad. Sch. Eng., Nagoya Univ., 4. HIRC, Univ. of Toyama, 5. IMR, Tohoku Univ.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2L23] Characterization and hydrogen isotope permeation behavior of yttria-stabilized zirconia coating prepared by magnetron sputtering

*Riho Endoh[1], Keisuke Kimura[1], Kazuki Nakamura[1], Michael Zielinski[2], Johann Riesch[2], Hikari Fujita[3], Yoshimitsu Hishinuma[4], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Max Planc Institut, 3. Univ. of Tokyo, 4. NIFS)

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

9:30 AM - 10:20 AM JST | 12:30 AM - 1:20 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[2M01-03] Neutron Cross Section, Photo-Nuclear Reaction, Nuclear Resonance Fluorescence

Chair:Nobuhiro Shigyo(Kyushu Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2M01] Cross section measurement of hydrogen containing materials
(1)light water and ethanol

*Masahide Harada[1], Yutaka Abe[2], Makoto Teshigawara[1], Motoki Ooi[1], Yujiro Ikeda[1], Kenichi Oikawa[1], Kenji Nakajima[1], Seiko Kawamura[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2M02] Target mass dependence of photo-neutron production with 17 MeV linearly polarized photons

*Kim Tuyet Tran[1], Toshiya Sanami[1,2], Hirohito Yamazaki[1,2], Toshiro Itoga[3], Akihiro Takeuchi[1], Yoshihiro Asano[4], Shuji Miyamoto[4] (1. SOKENDAI (The Graduate University for Advanced Studies), 2. High Energy Accelerator Research Organization (KEK), 3. Japan Synchrotron Radiation Research Institute, 4. LASTI/University of Hyogo)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2M03] Nuclear resonance fluorescence experiment on Ni-58 using laser Compton scattering gamma-rays

*Toshiyuki Shizuma[1], Mohamed Omer[2], Takehito Hayakawa[1], Futoshi Minato[2], Shunya Matsuba[3], Hideaki Ohgaki[4], Shuji Miyamoto[5] (1. QST, 2. JAEA, 3. JASRI, 4. Kyoto Univ., 5. Univ. of Hyogo)

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

10:20 AM - 11:10 AM JST | 1:20 AM - 2:10 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[2M04-06] Library, Neutron Flux Calculation

Chair:Masahide Harada(JAEA)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[2M04] P-table problem of heating number in FENDL-3.1d ACE file (2)

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

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2M05] Problem on neutron production data of charged particle induced files in TENDL-2017

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

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2M06] Calculation of 3D neutron flux distribution in the HTTR using MCNP6

*Hai Quan Ho[1], Nozomu Fujimoto[2], Shimpei Hamamoto[1], Toshiaki Ishii[1], Satoru Nagasumi[1], Etsuo Ishitsuka[1] (1. JAEA, 2. Kyushu Univ.)

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

11:10 AM - 12:00 PM JST | 2:10 AM - 3:00 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[2M07-09] Uncertainty, Covariance

Chair:Chikara Konno(JAEA)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2M07] A study of uncertainty due to nuclear data in a long-lived fission product (LLFP) transmutation system utilizing a fast reactor

(1)Estimation of covariance of neutron cross sections of LLFP

*Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamano[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech.)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2M08] A study of uncertainty due to nuclear data in a long-lived fission product (LLFP) transmutation system utilizing a fast reactor

(2)Uncertainty of reaction rate due to neutron capture cross section error of LLFP

*Naoki Yamano[1], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2M09] Estimation of covariance of neutron cross sections for decommissioning

*Tatsuki Amitani[1], Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamano[1], Ken-ichi Tanaka[2], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. IAE)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[2M_GM] 「核データ部会」第40回全体会議

[2M_GM] General Meeting

Planning Lecture | Over view Report：Special Committee for Nuclear Data[Nuclear data division]

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[2M_PL] Activity report of special committee for nuclear data in the fiscal years of 2017 and 2018

Chair:Satoshi Chiba(Tokyo Tech)

[2M_PL01] Roadmap of nuclear data activities

*Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)

[2M_PL02] Application of maching learning to radiation measurement～examples in nuclear data and analysis of gamma-ray spectra

*Tadahiro Kin[1] (1. Kyushu Univ.)

[2M_PL03] Neutron capture therapy and nuclear data

*Tatsuya Katabuchi [1] (1. Tokyo Tech)

[2M_PL04] Work plan of sigma research group

*Tokio Fukahori[1] (1. JAEA)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[2M10-14] Charged Particle Reaction

Chair:Masayuki Hagiwara(KEK)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2M10] Measurement of Fe displacement cross section for proton energy region between 0.4 and 3 GeV

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

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2M11] Measurement of nuclide production cross section with 0.4 - 3.0 GeV proton beams at J-PARC(III) (1)Cross sections of Zr and Ag

*Hiroki Matsuda[1], Hayato Takeshita[1,2], Shin-ichiro Meigo[1], Hiroki Iwamoto[1], Fujio Maekawa[1] (1. JAEA, 2. Kyushu Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2M12] Measurement of nuclide production cross section with 0.4 - 3.0 GeV proton beams at J-PARC(III) (2)Nuclide production cross section for Ni

*Hayato Takeshita[1], Shin-ichiro Meigo[2], Hiroki Matsuda[2], Hiroki Iwamoto[2], Fujio Maekawa[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2M13] Charged particles emission at incident reaction of 100MeV/u ^{12}C-beam

*Kazuhito Yoshida[1], Motoharu Fuji[1], Yuji Yamaguchi[1], Toshiya Sanami[2], Matsufuji Naruhiro[3], Yusuke Koba[3], Yosuke Iwamoto[4], Yusuke Uozumi[1] (1. Kyushu Univ. , 2. KEK, 3. QST, 4. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2M14] Calculation of (p,αx) reaction with Intra nuclear cascade model.

*Yuki Fukuda[1], Yusuke Uozumi[1] (1. Kyushu Univ.)

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

4:05 PM - 5:30 PM JST | 7:05 AM - 8:30 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[2M15-19] Medical Radioisotope

Chair:Shin-ichiro Meigo(JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2M15] Feasibility study on a medical radioisotope Mo-99/Tc-99m production using He beam

(3)Measurements of neutron prodaction yields and excitation functions

*Masayuki Hagiwara[1], Hiroshi Yashima[2], Toshiya Sanami[1], Shunsuke Yonai[3] (1. High Energy Accelerator Research Organization (KEK), 2. Kyoto university, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2M16] Cross section measurement of the deuteron-induced reaction on ^{89}Y to produce ^{89}Zr

*Michiya Sakaguchi[1], Masayuki Aikawa[1], Moemi Saito[1], Naoyuki Ukon[2], Yukiko Komori[3], Hiromitsu Haba[3] (1. Hokkaido Univ., 2. Fukushima Medical Univ., 3. RIKEN)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2M17] Production cross sections of dysprosium radioisotopes in deuteron-induced reactions on natural terbium up to 24 MeV

*Ichinkhorloo Dagvadorj[1], Masayuki Aikawa[1], Zolvadral Tsoodol[1], Yukiko Komori[2], Hiromitsu Haba[2] (1. Hokkaido Univ., 2. RIKEN)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2M18] Excitation function measurement to produce ^{166}Ho by alpha-induced reactions on natural dysprosium

*Tomohiro Murata[1], Masayuki Aikawa[1], Michiya Sakaguchi[1], Hiromitsu Haba[2], Yukiko Komori[2], Sandor Takacs[3], Ferenc Ditroi[3], Szucs Zoltan[3] (1. Hokkaido Univ., 2. RIKEN, 3. ATOMKI)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2M19] Cross section measurements of charged particle induced reactions to produce medical RI ^{169}Yb

*Moemi Saito[1], Masayuki Aikawa[1], Michiya Sakaguchi[1], Naoyuki Ukon[2], Yukiko Komori[3], Hiromitsu Haba[3], Sandor Takacs[4] (1. Hokkaido Univ., 2. Fukushima Medical Univ., 3. RIKEN, 4. ATOMKI)

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

9:45 AM - 10:50 AM JST | 12:45 AM - 1:50 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[2N01-04] Gamma-ray Camera 1

Chair:Tadahiro Kin(Kyushu Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2N01] Development and characterization of a shape variable type gamma camera

*Keita Yamagishi[1], Eiji Takada[1], Yuki Sato[2], Tatuo Torii[2], Kazuhiro Urakaze[1] (1. NIT Toyama College, 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2N02] Development of variable-focal Pb collimator for high-energy gamma ray camera

*Akira Taniike[1], Taiju Suga[1], Masaki Nishiura[2], Masashi Kisaki[2], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe Univ., 2. NIFS)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2N03] Development of Radioactive source identification by 4π Compton gamma imaging

(1)Study of method for location and activity determination of hidden radioactive sources

*Atsushi Mukai[1], Kotaro Kanamori[1], Hideki Tomita[1], Fumihiko Ishida[2], Eiji Takada[2], Yusuke Tamura[3], Kenji Shimazoe[3], Kei Kamada[4], Kenichi Tsuchiya[5], Jun Kawarabayashi[6] (1. Graduate School of Engineering, Nagoya University, 2. Toyama College, National Institute of Technology, 3. School of Engineering, The University of Tokyo, 4. New Industry Creation Hatchery Center, Tohoku University, 5. National Research Institute of Police Science, 6. Graduate School of Integrative Science and Engineering, Tokyo City University)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2N04] Development of Radioactive source identification by 4π Compton gamma imaging

(2)Visualization of location and intensity of a hidden radioactive source by synthesis of 3D-reconstructed Compton and visible light camera images

*Fumihiko Ishida[1], Hidetake Ebi[1], Eiji Takada[1], Keita Yamagishi[1], Atsushi Mukai[2], Kotaro Kanamori[2], Hideki Tomita[2], Yusuke Tamura[3], Kenji Shimazoe[3], Shintaro Hara[2] (1. NIT Toyama College, 2. Nagoya Univ., 3. Tokyo Univ.)

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

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[2N05-08] Nuclear Reactor/Nuclear Material

Chair:mariko segawa(JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2N05] Fundamental Study on Residual Radioactivity Measurement of PCB-Containing Ballasts

*Taiki Yoshii[1], Hirotaka Sakai[1], Satoru Kawasaki[1] (1. Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authoriy(S/NRA/R))

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2N06] Development of nuclear fuel material evaluation method using integral dosimeter

Basic data acquisition of babble detector

*Kenichi Terashima[1], Masaaki kaburagi[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1], Manabu Fujita[2], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA, 2. JPC)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2N07] Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (3)

(1)Project overview and progress

*Yosuke Toh[1], Harufumi Tsuchiya[1], Akira Ohzu[1], Kazuyoshi Furutaka[1], Fumito Kitatani[1], Masao Komeda[1], Makoto Maeda[1], Mitsuo Koizumi[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2N08] Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (3)

(2)Experimental study on determination of fissile mass in stimulated highly radioactive nuclear materials in Differential Die-away Analysis system

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1] (1. JAEA)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[2N_GM] 「放射線工学部会」第51回全体会議

[2N_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Radiation Science and Technology

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[2N_PL] Current Trends and Future Prospects on Unfolding Techniques in Radiation Science and Technology

Chair:Hiroyuki Takahashi(Univ. of Tokyo)

[2N_PL01] Unfolding techniques in radiation measurements - past, present, future?

*Tetsuo Iguchi[1] (1. Nagoya Univ)

[2N_PL02] Unfolding techniques based on high precision response function and their applications

*Tetsushi Azuma[1] (1. Mitsubishi Electric.)

[2N_PL03] Unfolding methods of radioactivity distribution using environmental information

*Tatsuo Torii[1] (1. JAEA)

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

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[2N09-11] Gamma-ray Camera 2

Chair:Hideki Tomita(Nagoya Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2N09] Evaluation and development of directional gamma-ray detectors using TlBr semiconductors

*Mitsuhiro Nogami[1], Keitaro Nogami Hitomi[1], Tatsuo Torii[2], Sato Yuki[2], Yoshihiko Tanimura[2], Kuniaki Kawabata[2], Kenichi Watanabe[3], Toshiyuki Onodera[4], Keizo Ishii[1], Hiroyuki Takahashi[5] (1. Tohoku University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Nagoya University, 4. Tohoku Institute of Technology, 5. The University of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2N10] Multiple nuclide imaging with a Compton-PET hybrid camera

*Mizuki Uenomachi[1], Wei Seng Foong[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Miwako Takahashi[2], Kei Kamada[3], Tadashi Orita[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. NIRS, 3. Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2N11] Study on High Sensitivity Multi-layer Compton Camera for Clearance Applications in Decommissioning

*Agus Nur Rachman[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. The University of Tokyo)

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

3:35 PM - 4:55 PM JST | 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[2N12-16] Environment Measurement/Nuclear Material

Chair:Koichi Kino(AIST)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2N12] Hastening of β-decay of La-138 by High Energy Electron Irradiation

*Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Ken-ichi Okamoto[1], Tadashi Tsujimoto[2] (1. Osaka Prefecture University, 2. Reassurance Science Academy)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2N13] Experimental verification of Bayesian inference for the gamma-ray spectroscopy with NaI(Tl) scintilator

*Shingo Tamaki[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1] (1. OSAKA UNIVERSITY)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2N14] Applicability of multiple gamma-ray detection to long-lived radioactive nuclide determination in environmental samples

*Masumi Oshima[1], Jun Goto[2], Yurie Ikebe[1], Hirofumi Seto[1], Shigeru Bamba[1], Hirofumi Shinohara[1], Takao Morimoto[1], Keisuke Isogai[1] (1. Japan Chemical Analysis Center, 2. Niigata University)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2N15] Measurement of ambient radiations for the development of reactor neutrino monitor(2)

*Yuta Ikeyama[1], Ayumu Hirota[1], Kyohei nakazima[1], Yoichi Tamagawa[1] (1. Fukui Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2N16] Basic study of one-dimensional optical fiber based radiation distribution sensing by wavelength spectroscopy

*Yuta Terasaka[1,2], Kenichi Watanabe[2], Akira Uritani[2], Tetsuya Hanai[2], Yuki Sato[1], Tatsuo Torii[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

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

4:55 PM - 6:15 PM JST | 7:55 AM - 9:15 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[2N17-21] Medical Application/Applied Measurement

Chair:Masahiro Hino(Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2N17] Observation of 3D-Dose Distribution of 3D-Gel Dosimeters Irradiatted by Carbon Ion Beam

*Masumitsu Toyohara[1], Hiroaki Gotoh[1], Maiko Mihashi[1], Kazuya Hayashi[1], Kyosuke Tadano[1], Shinichi Minohara[2], Yoshiaki Shimono[3], Shinya Miyamoto[3] (1. Yokohama National University, 2. Kanagawa Cancer Center, 3. TOshiba Energy Systems & Solutions Corp.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2N18] Mechanistic Study Comparing Radiolabeled and Fluorescent Glucose Uptakes by Cancer Cells for In Vivo Bioimaging

*Keiichiro Kushiro[1], Mariko Kobayashi[1], Akira Sugiyama[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. The University of Tokyo)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2N19] Influence of sample shape on hydrogen measurement by TOF-PGA

*Makoto Maeda[1], Masayuki Tsuneyama[1,2], Mariko Segawa[1], Yosuke Toh[1], Shoji Nakamura[1], Atsushi Kimura[1] (1. JAEA, 2. NAT)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2N20] Feasibility study for the temperature measurement using neutron self-indication method

*mariko segawa[1], yosuke toh[1], tetsuya kai[1], makoto maeda[1], masayuki tsuneyama[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NAT)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2N21] Development of a frequency comb based cavity ring-down spectroscopy for radioactive carbon analysis

*Hideki Tomita[1], Volker Sonnenschein[1], Ryohei Terabayashi[1], Keisuke Saito[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Tetsuo Iguchi[1], Kenji Yoshida[2], Shinichi Ninomiya[2], Naohiro Kamiya[3] (1. Nagoya Univ., 2. Sekisui Medical, 3. Shimadzu)

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

9:30 AM - 11:55 AM JST | 12:30 AM - 2:55 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[2O01-09] Seismic, Fault displacement PRA

Chair:Hitoshi Muta(Tokyo City Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2O01] Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation

(1)Outline

*Katsumi Ebisawa[1], Ryusuke HARAGUCHI[2], Yoshinori MIHARA[3], Ayumi Yuyama[1], Toshiaki SAKAI[1], Futoshi Tanaka[2] (1. Central Research Institute of Power Industry, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. Kajima Corporation)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2O02] Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation

(2)Analysis and examination of uncertainty regarding soil and building

*Ayumi Yuyama[1], Yoshinori Mihara[2], Ryusuke Haraguchi[3], Toshiaki Sakai[1], Katsumi Ebisawa[1] (1. CRIEPI, 2. KAJIMA, 3. MHI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2O03] Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation

(3)Analysis and examination of uncertainty regarding component and piping system

*Ryusuke Haraguchi[1], Yoshinori Mihara[2], Ayumi Yuyama[3], Toshiaki Sakai[3], Katsumi Ebisawa[3] (1. MHI, 2. KAJIMA, 3. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2O04] Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation

(4)Analysis and examination regarding effect on CDF

*Futoshi Tanaka[1], Ryusuke Haraguchi[1], Yoshinori Mihara[2], Ayumi Yuyama[3], Toshiro Sakai[3], Katsumi Ebisawa[3] (1. MHI, 2. KAJIMA, 3. CRIEPI)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2O05] Confirmation of V&V of Fault Displacement Fragility Evaluation procedure

(1)Application example of global response model to Shih-Gang dam damage in Chi-Chi Earthquake of Taiwan

*hideaki tsutsumi[1], yuji nikaido[2], yoshinori mihara[2], ryusuke haraguchi[3], toshiaki sakai[1], katsumi ebisawa[1] (1. Central Research Institute of Electric Powaer Industry , 2. Kajima Corporation, 3. Mitsubishi Heavy Indausties)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2O06] Confirmation of V&V of Fault Displacement Fragility Evaluation procedure

(2)Application example of local model to Shih-Gang dam damage in Chi-Chi Earthquake of Taiwan

*Yuji Nikaido[1], Yoshinori Mihara[1], Hideaki Tsutsumi[2], Ryusuke Haraguchi[3], Toshiaki Sakai[2], Katsumi Ebisawa[2] (1. KAJIMA, 2. CRIEPI, 3. MHI)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2O07] Analysis and examination of accident scenario regarding functional failure of containment under fault displacement

*Shingo Oda[1], Bumpei Fujioka[1], Futoshi Tanaka[2], Ryusuke Haraguchi[2], Yoshinori Mihara[3], Shinichi Yoshida[4], Tsutsumi Hideaki[5], Toshiro Sakai[5], Katsumi Ebisawa[5] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, 2. MHI, 3. Kajima, 4. OBAYASHI, 5. CRIEPI)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2O08] A Research Study of Plant Risk Evaluation for Fault Displacement

An Advanced Evaluation for the Structural Integrity of Crossover Piping System

*Kunihiko Sato[1], Yutaka Suzuki[1], Ryusuke Haraguchi[2], Kouichi Kamiya[3], Tsutomu Ogawa[3], Masanobu Kamiya[3] (1. MHI NSE, 2. MHI, 3. JAPC)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2O09] Development of Random number generation for Seismic risk assessment

*Shota Terayama[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] (1. Tokyo City University)

Planning Lecture | Board and Committee：Ethics Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[2O_PL] Interplay of technology and ethics Case of artificial intelligence

Chair:Kyoko Oba(JAEA)

[2O_PL01] Introduction

Interplay of technology and ethics

*Shin-etsu Sugawara[1] (1. CRIEPI)

[2O_PL02] Ethics in technological development

Case of artificial intelligence

*Minao Kukita[1] (1. Nagoya Univ)

[2O_PL03] Potent applications of artificial intelligence in maintenance

*Kazuyuki Demachi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2O_PL04] Panel Discussion

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

2:45 PM - 5:10 PM JST | 5:45 AM - 8:10 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[2O10-18] Tsunami PRA

Chair:Katsumi Ebisawa(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2O10] Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 1: Overview of the Tsunami PRA Project

*Hiroyuki Yamada[1], Masafumi Matsuyama[1], Yoshiaki Watanuki[1], Satoshi Nishimura[1], Hiroyuki Takeuchi[2], Kazuyuki Matsumoto[3] (1. CRIEPI, 2. TOSHIBA ESS, 3. Chubu Electric Power)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2O11] Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 2: Tsunami input waveforms on the basis of probabilistic tsunami hazard curve for fragility evaluation

*MASAFUMI MATSUYAMA MATSUYAMA[1], Takumi Yoshii[1], Hideki Kaida[1], Naoto Kihara[1], Yoshinori Sato[2], Mitsuharu Asaka[2], Kazuo Inagaki[2], Tomoyuki Amano[3], Hayato Mori[3], Katsuhide Kato[3] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Unic Corporation, 3. Chubu Electric Power)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2O12] Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 3: Fragility Evaluation method of the Watertight Door for the Tsunami Pressure
-Evaluation Method-

*Yoshiaki Watanuki[1], Masafumi Matsuyama[1], Naoto Kihara[1], Hideki Kaida[1], Yoshinori Mihara[2], Tomonori kitaori[3], Atsusi Onouti[3] (1. CRIEPI, 2. KAJIMA, 3. Chubu Electric Power)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2O13] Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 4: Fragility Evaluation Method of the Watertight Door for the Tsunami Pressure –Application for the Personnel Watertight Door-

*Hideki Kaida[1], Masafumi Matsuyama[1], Yoshiaki Watanuki[1], Naoto Kihara[1], Yoshinori Mihara[2], Tomonori Kitaori[3], Atsushi Onouchi[3] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Kajima Corporation, 3. Chubu Electric Power)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2O14] Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 5: Fragility Evaluation method of the Watertight Door for the Tsunami Pressure –Application for the Large Watertight Door-

*Yoshinori Mihara[1], Masafumi Matsuyama[2], Yoshiaki Watanuki[2], Naoto Kihara[2], Hideki Kaida[2], Tomonori Kitaori[3], Atsushi Onouchi[3] (1. Kajima Corporation, 2. Central Research Institute Electric Power Industry, 3. CHUBU Electric Power Co.,Inc.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2O15] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant

(1)Scope of Research Project

*Naoto Kihara[1], Hideki Kaida[1], Bumpei Fujioka[2], Shingo Oda[2], Akihiro Ootsuki[2], Yoshiteru Sato[2], Tatsuto Kimura[3], Masahiro Masuko[3], Yoshiyuki Takahashi[4], Yoshinori Mihara[4] (1. CRIEPI, 2. HGNE, 3. TEPSCO, 4. KAJIMA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2O16] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant

(2)Probablistic Tsunami Hazard Assessment and Determination of Tsunami Scenarios for Fragility Assessment

*Ayumi Nishi[1], Tatsuto Kimura[1], Masahiro Masuko[1], Naoki Fujii[1], Hideki Kaida[2], Naoto Kihara[2] (1. TEPSCO, 2. CRIEPI)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2O17] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant

(3)Graded Approach in Input Conditions and their Uncertainties for Fragility Evaluation

*Yoshiyuki Takahashi[1], Yoshinori Mihara[1], Hideki Kaida[2], Naoto Kihara[2] (1. KAJIMA, 2. CRIEPI)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2O18] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant
(4)A tsunami PRA quantification methodology for several source of tsunami

*Bumpei Fujioka[1], Shingo Oda[1], Ayumi Nishi[2], Tatsuto Kimura[2], Hideki Kaida[3], Naoto Kihara[3] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, 2. TEPSCO, 3. CRIEPI)

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

5:10 PM - 5:45 PM JST | 8:10 AM - 8:45 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[2O19-20] Design and Maintenance of Nuclear Reactor Equipment and Storage Facilities

Chair:Koei Adachi(TEPCO HD)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2O19] Investigation on the current situation of spent nuclear fuel storage in Germany

*Satoshi Ishikawa[1], Takayasu Hayashi[1], Yoshitaka Kanemitsu[2], Yuta Kawagoe[2], Ayaka Kimura[2], Jürgen Skrzyppek[3], Linus Bettermann[3] (1. ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 2. ITOCHU Corporation, 3. GNS)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2O20] Action of Ageing Management and Safety Improvement for Long Term Operation of Nuclear Power Plants

*Atsushi Taniguchi[1], Kensuke Monma[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

Poster Session | Poster Session / Awards Ceremony：Poster Session 1

12:00 PM - 5:30 PM JST | 3:00 AM - 8:30 AM UTC | Room PS-1 Common Education Bildg. 1F A22

[2PS-101-01] Poster Session 1

12:00 PM - 5:30 PM JST | 3:00 AM - 8:30 AM UTC

[2PS-101] Poster Session 1

Awards Ceremony | Poster Session / Awards Ceremony：Poster Session Commendation Ceremony

5:30 PM - 6:00 PM JST | 8:30 AM - 9:00 AM UTC | Room PS-1 Common Education Bildg. 1F A22

[2PS-102-02] Awards Ceremony of Poster Session

5:30 PM - 6:00 PM JST | 8:30 AM - 9:00 AM UTC

[2PS-102] Poster Session Commendation Ceremony

Poster Session | Poster Session / Awards Ceremony：Poster Session 2

12:00 PM - 5:30 PM JST | 3:00 AM - 8:30 AM UTC | Room PS-2 Common Education Bildg. 1F A21

[2PS-201-01] Poster Session 2

12:00 PM - 5:30 PM JST | 3:00 AM - 8:30 AM UTC

[2PS-201] Poster Session 2

Fri. Sep 13, 2019

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

9:45 AM - 10:50 AM JST | 12:45 AM - 1:50 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[3A01-04] Engineering Technology for Coastal Area 1

Chair:Hitoshi Nakashima(Shimizu)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3A01] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area

(1)Outline of the R&D issues to be focused and its approach

*Minoru Emori[1], Misahiro Kawakubo[1], Masato Kobayashi[1], Tomoko Ishii[1], Daisuke Hayashi[1] (1. RWMC)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3A02] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area

(2)Effect of chemical composition of synthetic solution on corrosion behavior of weld joint of carbon steel overpack

*Masato Kobayashi[1], Masahiro Kawakubo[1], Katsushi Shibata[2], Naoto Tagami[2], Kousuke Inaba[2] (1. RWMC, 2. MHI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3A03] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area

(3)Behavior of buffer material during re-saturation in saline environment

*Tomoko Ishii[1], Masataka Imai[1,2], Kenji Ishii[3], Ichizo Kobayashi[3] (1. RWMC, 2. Dia Consultants, 3. Kajima)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3A04] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area

(4)Mechanical behavior of buffer material in saline environment

*Ichizo Kobayashi[1], Kenji Ishii[1], Masataka Imai[2,3], Tomoko Ishii[3] (1. Kajima Corporation, 2. Dia Consultants, 3. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

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

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[3A05-08] Engineering Technology for Coastal Area 2

Chair:Haruo Sato(Okayama Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3A05] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area

(5)Chemical alteration and mechanical property of cement based material in salt water

*Daisuke Hayashi[1], Masahito Shibata[2], Kazuko Haga[2], Masaya Ida[1,3], Hitoshi Owada[1] (1. RWMC, 2. Taiheiyo Consultant, 3. present: Taiheiyo Consultant)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3A06] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area

(6)Examination of prediction methods of salt water permeation and steel corrosion accompanied by chemical alteration for cement based materials.

*Kazuko Haga[1], Sayuri Tomita[1], Masaya Ida[3], Yosifumi Hosokawa[2], Daisuke Hayashi[3], Hitoshi Owada[3] (1. Taiheiyo Consultant Co., Ltd., 2. Taiheiyo Cement Co.,Ltd., 3. RWMC)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3A07] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area

(7)Hydrogeological modeling of the near field under construction and operations

*Masataka Imai[1,4], Tsuneyuki Maemura[2], Eiko Sugimoto[2], Hajime Takao[3], Yasutaka Mochida[1,5], Minoru Emori[1], Tomoko Ishii[1] (1. RWMC, 2. Dia Consultants, 3. JGC Corporation , 4. Present: Dia Consultants, 5. Present: Japan NUS)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3A08] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area

(8)The trial for systematization of the method showing establishment of repository system

*Hajime Takao[1], Kazutoshi Yamazaki[1], Tsuneyuki Maemura[2], Fujitaka Kato[3], Kyoko Ichikawa [3,5], Masataka Imai[4,6], Minoru Emori[4], Tomoko Ishii[4], Daisuke Hayashi[4] (1. JGC, 2. Dia Consultants , 3. JANUS, 4. RWMC, 5. present: RWMC, 6. present: Dia Consultants)

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

2:45 PM - 4:10 PM JST | 5:45 AM - 7:10 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[3A09-13] Material for Buffer, Filling and Backfill

Chair:Masato Kobayashi(RWMC)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3A09] Character variation of Tsukinuno Na-Bentonite

Part3 the compaction and hydraulic properties

*Shoji MORODOME[1], Masakazu Ito[1] (1. KUNIMINE INDUSTRIES)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3A10] Evaluation of swelling deformation using buffer material swelling sensor on the full-scale in-situ engineered barrier system experiment

*Shun Kimura[1], Masashi Nakayama[1], Kimihiro Kinota[1], Kenji Tanai[1], Sumio Niunoya[2], Tomoyuki Shimura[2], Masaaki Fukaya[2] (1. JAEA, 2. OBAYASHI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3A11] Study on Hydrogen Generation by Gamma-ray Irradiation Using Various Cement Pasts

*Shoichi Ogawa[1], Kumi Negishi [1], Masaya Ida[1], Daisuke Hayashi[2], Hitoshi Owada[2] (1. Taiheiyo Consultant, 2. RWMC)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3A12] Filling density of crushed-rock-based backfill material with different-sized bentonite pellets

*Mitsunobu Okihara[1], Hitoshi Nakashima[1], Ryoji Yahagi[1], Akira Saito[1], Satohito Toguri[1] (1. Shimizu Corporation)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3A13] Preliminary test for sealing boreholes with bentonite blocks

*Hitoshi Nakashima[1], Akira Saito[1], Toshiyuki Hokari[1] (1. Shimizu Corporation)

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

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[3B01-05] Nuclide Separation and Adsorption/Extraction Separetion 1

Chair:Tatsuro Matsumura(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3B01] Development of Simplification Separation Process from High-level radioactive liquid waste using Impregnated Silica Adsorobent

(1)Adsorption and Separation Characteristics of Heat-generating Elements and Platinum Group Metals

*Masahiko Kubota[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1. Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel Chemical Analysis co., Ltd.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3B02] Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption characteristic of Platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes

(5)Synthesis and sorption studies of aluminum ferrocyanide

*Yusuke Inaba[1], Miki Harigai[1], Sotaro Tachioka[1], Ria Mishima[1,3], Keita Saito[1], Kenji Takeshita[1], Shinta Watanabe[2], Jun Onoe[2] (1. Tokyo Tech, 2. Nagoya Univ., 3. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3B03] Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption characteristic of Platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes

(6)Analysis of physical factors in metal ion sorption to hexacyanoferrate by first-principles calculations

*Shinta Watanabe[1], Miki Harigai[2], Yusuke Inaba[2], Masato Nakaya[1], Kenji Takeshita[2], Jun Onoe[1] (1. Nagoya Univ., 2. Tokyo Tech)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3B04] Development of Selective Separation Method of Platinum Group Metals from High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids

(2)Extraction behavior using MPE-TDGA Extractant with [Bmim][NfO] Ionic Liquid

*Haruka Oosugi[1], Tadayuki Takahashi[1], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1. Tohoku University)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3B05] Development of Selective Adsorption and Separation Method of Platinum Group Metals from High-level Radioactive Liquid Waste

(1)Adsorption and Separation behavior of Sulfur-containing Amide Acid-functionalized Silica Adsorbent

*Naoki Osawa[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1. Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

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

10:50 AM - 12:00 PM JST | 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[3B06-09] Nuclide Separation and Adsorption/Extraction Separetion 2

Chair:Tetsuo Fukasawa(HGNE)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3B06] Structural Analysis for MA Recovery Process Development Using HONTA Extractant

*Makoto Okada[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Tsuyoshi Arai[3], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University , 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Shibaura Institute of Technology)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3B07] Research on extraction mechanism of rare earth elements using extractants for MA/RE separation

*Yosuke Yoneda[1], Takahiro Kawakami[1], Tatsuro Matsumura[2], Hideya Suzuki[2], Satoshi Fukutani[3], Chizu Kato[1], Toshiyuki Fuji[1] (1. Osaka Univ., 2. JAEA, 3. Kyoto Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3B08] Development of separation method for actinides and fission products by solvent extraction

1: Outline explanation

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

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3B09] Study on Separation of Sr(II) and Ba(II) using Sulfur-containing Extractant Impregnated Adsorbent

*Tatsuya Ito[1], Taiga Kawamura[1], Haruka Oosugi[1], Seong-Yun Kim[1] (1. Tohoku Univ.)

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

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[3B10-15] Nuclide Separation and Adsorption/Extraction Separetion 3

Chair:Yuji Sasaki(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3B10] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(16)Progress of Development of the HLW Granule Manufacturing Method

*Yoichi Endo[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ouchi[1] (1. NFD)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3B11] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(17)Design of the HLW granulation equipment

*Koichi Kawaguchi[1], Tomoomi Segawa[1], Katsunori Ishii[1], Akihiro Suzuki[2] (1. JAEA, 2. NFD)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3B12] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(18)Chemical stability during storage of the HLW granules containing moisture contaminated before loading into canister

*Yusa Muroya[1], Akihiro Suzuki[2], Yoichi Endo[2] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. NFD)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3B13] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(19)Dissolution behavior of the simulated HLW granules containing Am, Cm and Np tracers

*Tatsuro Matsumura[1], Sho Ishii[1], Akihiro Suzuki[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3B14] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(20)Evaluation for Reduction Effect of Granule Storage Volume Using the Measured Thermal Conductivity

*Keita Endo[1], Tetsuo Fukasawa[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Akihiro Suzuki[2] (1. HGNE, 2. NFD)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3B15] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(21)Effectiveness of Flexible Waste Management for FBR Cycle Scenario

*Tetsuo Fukasawa[1], Keita Endo[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Akihiro Suzuki[2] (1. HGNE, 2. NFD)

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

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[3C01-04] Analysis, Scinario evaluation and System development 3

Chair:Chikara Ito(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3C01] Amount of LLRW affected by the local fluctuation of elemental composition

*Norikazu Kinoshita[1], Takuma Noto[1], Kazuaki Kosako[1], Motoyuki Asada[1], Akane Tada[1], Kohei Urabe[1], Kazuyuki Torii[1] (1. Shimizu Co.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3C02] Influence of ^{59}Ni radioactivity on decommissioning(2)

*hideo ezure[1] (1. NAIS)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3C03] Development of dose evaluation method for confirmation of completion of decommissioning
(1)Development of estimation method of contamination distribution for dose evaluation

*Taro Shimada[1], Nobuhide Nabekura[2], Kazuji Miwa[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA, 2. V.I.C.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3C04] Development of dose evaluation method for confirmation of completion of decommissioning
(2)Development of dose evauation method caused by surface soil contamination after site release

*kazuji miwa[1], masakazu namekawa[2], taro shimada[1], seiji takeda[1] (1. JAEA, 2. NAIS)

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

10:35 AM - 11:55 AM JST | 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[3C05-09] Analysis, Scinario evaluation and System development 4

Chair:Norikazu Kinoshita(Shimizu)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3C05] Dismantlment status and future plans in FUGEN

*Kenta Aratani[1], Masahiro Ishiyama[1], Yuto Awatani[1], Yuta Miyamoto[1], Masashi Tezuka[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3C06] Decommissioning of Tokai Reprocessing Plant (TRP)
(1)Outline

*Katsuya Taguchi[1], Kowa Hashimoto[1], Kazuki Akiyama[1], Yoshihiko Nagasato[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3C07] Decommissioning of Tokai Reprocessing Plant (TRP)
(2)Approach to the decommissioning schedule

*Kazuki Akiyama[1], Katsuya Taguchi[1], Yoshihiko Nagasato[1] (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3C08] Decommissioning of Tokai Reprocessing Plant (TRP)
(3)Evaluation of waste generation and decommissioning cost

*Kowa Hashimoto[1], Masanori Okano[1], Katsuya Taguchi[1], Yoshihiko Nagasato[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3C09] Decommissioning of Tokai Reprocessing Plant (TRP)
(4)Specific activities for risk reduction for TRP decommissioning

*Yutaka Nakazawa[1], Manabu Murakami[1], Katsuya Taguchi[1], Takafumi Nakano[1], Yoshihiko Nagasato[1] (1. JAEA)

Planning Lecture | Board and Committee：Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[3C_PL] Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[3C_PL01] Present status of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Syunichi Onitsuka[1] (1. TEPCO)

[3C_PL02] Remote technology for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hajime Asama[1] (1. Univ. of Tokyo)

[3C_PL03] Decommissioning Project and International Collaboration

*Koji Okamoto[1] (1. JAEA CLADS)

[3C_PL04] Activities of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Hiroshi Miyano[1] (1. Hosei Univ.)

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

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[3C10-15] Decommissioning Technology for Fukushima 2

Chair:Taro Shimada(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3C10] Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology

(1)Overview of the plan and spectroscopic analysis

*Shuichi Hasegawa[1], Masabumi Miyabe[2], Hiroyuki Daido[3], Chikara Ito[2], Tomonori Yamada[2], Takuya Shibata[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA, 3. Institute for Laser Technology)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3C11] Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology

(2)Laser irradiation test for characterization of generating fine particles

*Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[2], Chikara Ito[1], Masabumi Miyabe[1], Takuya Shibata[1], Shuichi Hasegawa[3] (1. JAEA, 2. ILT, 3. Univ. of Tokyo)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3C12] Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology

(3)Observation of fine particles produced during a laser cutting using a high speed camera

*Hiroyuki Daido[1], Tomonori Yamada[2], Chikara Ito[2], Masabumi Miyabe[2], Takuya Shibata[2], Shuichi Hasegawa[3] (1. Institute for Laser Technology, 2. JAEA, 3. Univ. of Tokyo)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3C13] Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology

(4)Proposal of particle measuring technique using an aerodynamic lens

*Chikara Ito[1], Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[2], Masabumi Miyabe[1], Takuya Shibata[1], Shuichi Hasegawa[3] (1. JAEA, 2. Institute for Laser Technology, 3. Univ. of Tokyo)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3C14] Development of Fuel Debris Canister

(14)Validation Test of Fuel Debris Canister Lid

*Daisuke Nagahira[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[3], Tomoya Iwashima[4], Nodoka Miyamoto[1], Kazuma Hirosaka[1], Yuuichi Matsushita[1], Manabu Ueno[1] (1. HGNE, 2. IRID, 3. MHI, 4. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3C15] Development of Fuel Debris Canister

(15)Effect of alpha-rays on Hydrogen Production using Spent Fuel (Part2)

*Nodoka Miyamoto[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[3], Tomoya Iwashima[4], Daisuke Nagahira[1], Yuuichi Matsushita[1], Kazushige Ishida[1], Manabu Ueno[1] (1. HGNE, 2. IRID, 3. MHI, 4. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[3D_GM] 「保健物理・環境科学部会」第39回全体会議

[3D_GM] General Meeting

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

9:30 AM - 10:55 AM JST | 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[3D01-05] Environmental Radioacitivty and Natural Radiation

Chair:Takahashi Fumiaki(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3D01] Analysis of seasonal and spatial variations of air dose rate increasing during precipitation in Japan and long-distance transport of ^{222}Rn

*REONA YAGUCHI[1], HIROMI YAMAZAWA[1], JUN MORIIZUMI[1] (1. Nagoya Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3D02] Calculation of Pb-210 deposition in East Asia by improvement of the long-range atmospheric Rn-222 transport model

*Shinya Akamatsu[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1] (1. Nagoya Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3D03] Behavior of radium in Ningyo-toge Environmental Engineering Center

*Yuichi Kurihara[1], Akiko Yamaguchi[2], Shogo Higaki[2], Yoshiyuki Ohara[1], Yoshio Takahashi[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Tokyo)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3D04] Evaluation of stability of uranium minerals in Ningyo-toge

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

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3D05] Radiation dose estimation at the high background radiation area in Indonesia

Dose rate measurement at different heights

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

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

10:55 AM - 12:00 PM JST | 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[3D06-09] Radiation Measurement and Dose Assessment 1

Chair:Chikashi Suzuki(JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[3D06] Dose evaluation technology study using PVA-KI gel dosimeter③

*Ryu Shibaoka[1], Yutaro Aoki[1], Glenn Harvel[2], Mitsumasa Taguchi[3], Naotsugu Nagasawa[3], Kyo Kume[4], Masanori Hatashita[4], Toshiharu Sakura[5], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. FUT, 2. UOIT, 3. QST, 4. WERC, 5. NUCLEAR TECHNOLOGY Co., Ltd.)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3D07] TXRF analysis for the screening of uranium surface contamination on demolition debris

*Hiroshi Yoshii[1], Yukie Izumoto[1], Kodai Takamura[1,2], Yasuhiro Sakai[2] (1. QST, 2. Toho Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3D08] X-ray fluorescence analysis of uranium and plutonium in a sample simulating blood extracted from wound

*Yukie Izumoto[1,2], Kumiko Fukutsu[1], Kodai Takamura[1,3], Yasuhiro Sakai[3], Yoshiyuki Oguri[2], Hiroshi Yoshii[1] (1. QST, 2. Tokyo Tech, 3. Toho Univ.)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3D09] Evaluation of contamination inside the unit 1/2 stack in the dismantling plan

*Kodai Tanaka[1], Naoki Mukaida[1], Wataru Utsugi[1], Shin Takasaki[1], Masato Hosokawa[1], Yoshihisa Michizuka[1], Mituo Ohmae[1], Toshiharu Matsuzawa[1], Toshikazu Suzuki[2] (1. TEPCO HD, 2. C-Technol)

Planning Lecture | Technical division and Network：Subcommittee of Health Physics and Environment Science

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[3D_PL] A medium- to long-term direction for health physics and environmental science Exploration of new interdisciplinary collaboration

Chair:Iimoto Takeshi(Univ. of Tokyo)

[3D_PL01] Researches on radiation effects and radiation emergency medicine in National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology

(QST)Based on reorganization (QST ver.2) after three years from establishment

*Satoshi Yoshida[1] (1. QST)

[3D_PL02] The roles of Japan Atomic Energy Agency in health physics and environmental science

Based on experiences of the Fukushima accident

*Yasuhiro Uezu[1] (1. JAEA)

[3D_PL03] Discussion

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

2:45 PM - 4:25 PM JST | 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[3D10-15] Radiation Measurement and Dose Assessment 2

Chair:Michiya Sasaki(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3D10] Application of TRUCKSCAN (Radiation Measurement System for Multiple Flexible-Container on Truck) onsite

*Atsuo Suzuki[1], Masaru Noda[2], Naoya Takada[2], Keizo Yamasaki[2], Toru Miwa[2] (1. MTKK, 2. OBAYASHI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3D11] Measurement of shielding factors of a CsI(Tl) scintillation dosimeter for vehicle-borne survey

*Akihiro Kimura[1], Yukiyoshi Kimura[1], Setsuo Ito[1], Yasufumi Arai[2], Yoichi Ishikawa[1], Masato Takahashi[1], Takashi Ando[1] (1. MERMC, 2. Miyagi Pref. Nuclear Energy Safety Policy Div.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3D12] Development of radioactivity surface contamination density automatic measuring equipment to a large arbitrary shape object (Phase-4)

*Masaki Iida[1], Tadashi Oumi[1], Shiro Oikawa[2], Shinichi Takeyama[2], Hiroshi Takahashi[3] (1. JAPC, 2. SUGINO, 3. FFEC)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3D13] Verification of Function for Estimating Intake of Radionuclides Implemented in Internal Dosimetry Code Based on ICRP 2007 Recommendations

*Kentaro Manabe[1], Kaoru Sato[1], Fumiaki Takahashi[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3D14] Analyses of new dose coefficients by ICRP (Occupational intake of principal 28 elements)

*Fumiaki Takahashi[1], Kaoru Sato[1], Kentaro Manabe[1] (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3D15] Measurement results of individual dose in Fukushima prefecture over 7 years after the Fukushima accident

*Shogo Takahara[1], Masashi Iijima[1,2] (1. JAEA, 2. V.I.C.)

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

9:30 AM - 10:05 AM JST | 12:30 AM - 1:05 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[3E01-02] Fundamental Properties of Fuel Debris Material 1

Chair:TSUYOSHI MURAKAMI(CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3E01] Leaching tests of BWR and PWR spent fuel

*Takeshi Sonoda[1], Kenta Inagaki[1], Daniel Serrano-Purroy[2], Vincenzo Rondinella[2] (1. CRIEPI, 2. JRC-Karlsruhe)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3E02] Thermal and mechanical properties of U-Fe binary intermetallic compounds

*Daisuke okada[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1,2,3] (1. Osaka Univ., 2. Univ. of Fukui, 3. Kyoto Univ.)

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

10:05 AM - 12:00 PM JST | 1:05 AM - 3:00 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[3E03-09] Fundamental Properties of Fuel Debris Material 2

Chair:Akihiro Suzuki(NFD)

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

[3E03] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(14)Outline of the research and achievement of study on fuel debris analysis

*Masayoshi UNO[1], Yoshinari Anoda[1], Yuji Ohishi[2], Osamu Kuwaduru[1], Akihiro Ishimi[3], Yuji Arita[1], Tatumi Arima[4] (1. Univeisity of Fukui, 2. Osaka Univ., 3. JAEA, 4. Kyushu Univ.)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[3E04] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(15)Basic physical property evaluation of UO_2-CaO solid solution

*Yu Oi[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3E05] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(16)Mechanical properties of B_2O_3-UO_2/Al_2O_3-ZrO_2/SUS316L eutectic composites

*Shintaro Yoshida[1], Takashi Onitsuka[1], Masayoshi Uno[1] (1. UNIVERSITY OF FUKUI)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3E06] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(17)Evaluation of compressive strength of simulated fuel debris by damage mechanics analysis

*Masaki Teranishi Teranshi[1], Osamu Kuwazuru[1] (1. University of Fukui)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3E07] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(18)Evaluation of void ratio for simulated fuel debris

*ISHIMI AKIHIRO[1], KATSUYAMA KOZO[1], Uno Masayoshi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. FUKUI Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3E08] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(19)Release behavior of Ruthenium Oxide.

*Taishi Inoue[1], Yuji Arita[1] (1. University of Fukui)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3E09] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(20)melting behaviors of UO_2(or CeO_2)-ZrO_2-FeO_{1+x} mixtures were evaluated.

*Kunihiro Yamato[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu Univ.)

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

2:45 PM - 4:25 PM JST | 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[3E10-15] Properties of Actual Fuel Debris

Chair:Masayoshi Uno(Univ. of Fukui)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3E10] Analysisi of saamples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP

(1)An aiming to obtain analytical information for fuel debris properities

*Tomozo Koyama[1], Hideki Yoshikawa[1], Hiroyasu Hirano[2], Kimihiko Yano[2], Takeshi Mitsugi[2], tadahiro washiya[2] (1. IRID, 2. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3E11] Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP

(2)Basic framework and application of the sample analysis

*Shinya Mizokami[1], Masato Mizokami[1], Kenichi Ito[1], Ikken Sato[2,3], Masaki Kurata[2,3] (1. TEPCO Holdings, 2. JAEA, 3. IRID)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3E12] Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP

(3)Nuclide analysis of samples collected in PCV interior

*Shinji Sasaki[1,2], Koji Maeda[1,2], Kazuki Morishita[1,2], Takashi Ohnishi[1,2], Ikken Sato[1,2], Masato Mizokami[3], Shinya Mizokami[3] (1. JAEA, 2. IRID, 3. TEPCO HD)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3E13] Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP

(4)Detailed observation on uranium-containing particles

*Akihiro Suzuki[1], Ikken Sato[2,3], Masato Mizokami[3,4], Kenichi Ito[3,4], Shinya Mizokami[3,4] (1. NFD, 2. JAEA, 3. IRID, 4. TEPCO HD)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3E14] Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP

(5)Consideration of generation mechanisms of uranium-containing particles

*Masato Mizokami[1,4], Akihiro Suzuki[2], Ikken Sato[3,4], Masaki Kurata[3,4], Kenichi Ito[1,4], Shinya Mizokami[1,4] (1. TEPCO HD, 2. NFD, 3. JAEA, 4. IRID)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3E15] Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP

(6)Use of analysis results of collected samples toward fuel debris retrieval

Masaki Kurata[1], *Hiroshi Madokoro[1], Keisuke Okumura[1], Ikken Sato[1], Masato Mizokami[2], Kenichi Ito[2], Shinya Mizokami[2] (1. JAEA, 2. TEPCO HD)

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

9:45 AM - 10:50 AM JST | 12:45 AM - 1:50 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[3F01-04] Scrubbing and Aerosol

Chair:Tomonori IHARA(TUMSAT)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3F01] Transition of bubble diameter and decontamination effect in gas-liquid two-phase flow during pool scrubbing

*Yuki Nakamura[1], Kota Fujiwara[1], Kohei Yoshida[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. Univ. of Tsukuba)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3F02] Aerosol Decontamination Behavior from a Single Bubble during Pool Scrubbing

*Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Kohei Yoshida[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3F03] Development of the Evaluation Method for the Aerosol Particle Deposition Amounts in the Containment Vessel and the Reactor Building

(7)Observation of Aerosol Particle Behavior in Narrow Channel

*Shinichiro Uesawa[1], Naoya Miyahara[1], Naoki Horiguchi[1], Hiroyuki Yoshida[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3F04] The Influence of Gas Species on Gas-Liquid Two-Phase Flow

(2)Single-Bubble Behaviours of Helium Gas and Nitrogen Gas

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1], Satoshi Nishimura[1], Yoshihisa Nishi[1] (1. CRIEPI)

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

10:50 AM - 12:00 PM JST | 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[3F05-08] Fukushima Daiichi Accident

Chair:Chiaki Kino(IAE)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3F05] Estimation of plant condition of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2)Analysis of measured values of released radionuclide into atmosphere

*Masashi himi Himi[1], Naotoshi Tominaga[1], Koichi Nakamura[2] (1. AdvanceSoft Co., 2. CRIEPI)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3F06] Estimation of plant condition of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3)Estimation of Core Damage Process

*Naotoshi Tominaga[1], Masashi Himi[1], Koichi Nakamura[2] (1. Advancesoft, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3F07] Inverse analysis of steam and hydrogen generation history of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant unit 3

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

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3F08] Fukushima-Daiichi Plant Data Analysis Focusing on Core Material Relocation to Pedestal

Estimation of core-material-relocation behavior to pedestal based on availabe data such as pressure, water level and radiation dose rate measurements

*IKKEN SATO[1], Shinji Yoshikawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[3F09-14] Severe Accident Analysis

Chair:Atsushi Ui(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3F09] Severe accident analysis of 2 loop PWR by MAAP 5.01

Part 1: Construction of analysis model and selection of accident sequence

*Genta Aoki[1], Taku Shibata[1], Masaaki Satake[2], Satoshi Nishimura[2], Yoshihisa Nishi[2] (1. HEPCO, 2. CRIEPI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3F10] Severe accident analysis of 2 loop PWR by MAAP 5.01

Part 2: Discretization effect of containment vessel model on the TMLB 'and ADCB' sequences

*Masaaki Satake[1], Satoshi Nishimura[1], Yoshihisa Nishi[1], Genta Aoki[2], Taku Shibata[2] (1. CRIEPI, 2. HEPCO)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3F11] SAMPSON PWR Validation by TMI-2 Accident

*Alexandre Nakata Ezzidi[1], Atsuo Takahashi[2], Masanori Naitoh[1] (1. IAE/NUPEC, 2. AdvanceSoft)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3F12] CIGMA experiment on thermal hydraulic behavior in a containment vessel during a severe accident

(1)Experimental study on density stratification break-up by an outer cooling

*Satoshi Abe[1], Masahiro Ishigaki[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3F13] CIGMA experiment on thermal hydraulic behavior in a containment vessel during a severe accident

(2)Verification of Capability of Gas Injection Nozzle

*Hiroki Watanabe[1], Satoshi Abe[2], Masahiro Ishigaki[2], Yasuteru Sibamoto[2] (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R), 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3F14] CIGMA experiment on thermal hydraulic behavior in a containment vessel during a severe accident

(3)Numerical Simulation of a Buoyant Heated Air Jet in Large Containment Vessel CIGMA with Outer Surface Cooling

*Ari Hamdani[1], Satoshi Abe[1], Masahiro Ishigaki[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

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

9:30 AM - 11:10 AM JST | 12:30 AM - 2:10 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[3H01-06] Irradiation Embrittlement

Chair:Eiichi Wakai(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3H01] Evolution of crack propagation in nanoscale α-iron by molecular dynamics simulation

Dependence of crack size on the critical energy release rate of nano crack

*Xiaoyong Ruan[1], Yuting Chen[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3H02] Effect of irradiation defects on crack growth

*Kentaro Ono[1], Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1], Kazunori Morishita[1], Yoshiyuki Watanabe[2] (1. Kyoto Univ., 2. QST)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3H03] Modeling for Advanced Management of Irradiation Embrittlement of RPV Steels

*Toshiki Nakasuji[1], Kagehiro Usuda[1], Kentaro Ono[1], Kohei Mizuta[1], Yotaro Kakuda[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3H04] Tensile fracture behavior at grain boundary in neutron-irradiated stainless steels (3)

Dose dependence and relationship with microstructure

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Hitoshi Seto[2] (1. Instuitute of Nuclear Safety System, 2. Nippon Nuclear Fuel Development)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3H05] Study on Effects of Solute Atom Clusters on Stress Intensity Factor at A Crack Tip Studied by Discrete Dislocation Dynamics

Tomohisa Kumagai[1], *Akiyoshi Nomoto[1], Akiyuki Takahashi[2], Hayato Sugasawa[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Tokyo University of Science)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3H06] Improvement of current Japanese embrittlement trend curve based on Japanese RPV surveillance data

*Yoshinori Hashimoto[1], Akiyoshi Nomoto[1], Kenji Nishida[1] (1. CRIEPI)

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

11:10 AM - 12:00 PM JST | 2:10 AM - 3:00 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[3H07-09] Severe Acident

Chair:Yoshinori Hashimoto(CRIEPI)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3H07] Effect of heating during the severe accident on the microstructure and the strength of LWR structural steels

(1)Experimental estimation on the change of microstructure and strength of the containment vessel steel during the severe accident

*Kento Takahashi[1], Takumi Hashimoto[1], Taro Fumimoto[2], Kouki Matukata[1], Shiro Jitukawa[1] (1. National Institute of Technology, Fukushima College, 2. Tokyo Institute of Technology)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3H08] Effect of heating during the severe accident on the microstructure and the strength of LWR structural steels

(2)Change of microstructure of austenitic alloys for the core internals by ion-irradiation and annealing

*Takumi Hashimoto[1], Kento Takahashi, Hayato Ueda, Shiro Jitsukawa (1. National Institute of Technology, Fukushima College)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3H09] Study on high temperature oxidation behavior of cladding in air/steam mixture

*Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1] (1. JAEA)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[3H_GM] 「材料部会」第39回全体会議

[3H_GM] General Meeting

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

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[3H10-12] ODS Steel

Chair:Shinichiro Yamashita(JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3H11] Phase stability under ion-irradiation in ODS ferritic steels strengthened by different sorts of oxide particles

*Peng Song[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Akihiko Kimura[1] (1. Kyoto Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3H12] In-situ observations of instability of nano-oxide particles in ODS steel under electron irradiations at elevated temperatures

*Hiroaki ABE[1], Sun-Ryung Oh[1], Sho Kano[1], Huilong Yang[1], Tamaki Shibayama[2] (1. University of Tokyo, 2. Hokkaido University)

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

3:35 PM - 3:55 PM JST | 6:35 AM - 6:55 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[3H13-13] SiC

Chair:Takuya Nagasaka(NIFS)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[3H13] Response of C/BN Particle Dispersed SiC Materials to Ion Irradiation

*Bo Huang[1], Kanjiro Kawasaki[1], Fujio Shinoda[1], Tatsuya Hinoki[1] (1. Kyoto Univ.)

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

9:30 AM - 10:55 AM JST | 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[3I01-05] Low-radioactive Waste Treatment

Chair:Yoshiharu Sakamura(CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3I01] Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant

(21)Practical study on Cs and Sr adsorption process in LWTF.

*Yoshiyuki Ito[1], Ryotatsu Matsushima[1], Takano Masato[1], Tatsuya Suzuki[2], Shinsuke Miyabe[3], Takashi Sakuma[4] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. of Tech., 3. Nippon Chemical Industrial Co.,LTD, 4. EBARA Corporation.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3I02] Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant

(22)Hydrogen generation evaluation of cement solidified by gamma irradiation

*Shoji Kataoka[1], Masato Takano[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3I03] Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant

(23)Study on the effect of impurities present in waste liquid on cement solidification

*Ryotatsu Matsushima[1], Masato Takano[1], Daiki Atarashi[2], Yasuo Saito[1] (1. JAEA, 2. Shimane Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3I04] Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant

(24)Study on Cement Based Encapsulation of Sodium Carbonate Liquid Waste at full scale ②

*kiyofumi takahashi[1], masato takano[1], fuminori sato[1], yasuo saito[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3I05] Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant

(25)Estimation of causes of stress corrosion cracking in incinerators

*Katsuhiko Koshino[1], Masato Takano[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1] (1. JAEA)

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

10:55 AM - 12:00 PM JST | 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[3I06-09] Evaporation and Dryness of Radioactive Solution 1

Chair:Masatoshi Iizuka(CRIEPI)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[3I06] Measures of evaporation to dryness for Rokkasho reprocessing plant

(1)Characteristics of evaporation to dryness

*Ryohei Okuda[1], Yusuke Akaishi[1], Shin Kawamura[1], Takatsugu Fuwa[1], Satoshi Segawa[1] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3I07] Measures of evaporation to dryness for Rokkasho reprocessing plant

(2)Analysis of evaporation to dryness

*Yusuke Akaishi[1], Ryohei Okuda[1], Shin Kawamura[1], Takatugu Fuwa[1], Satoshi Segawa[1] (1. Japan Nuclear Fuel Limited)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3I08] Measures of evaporation to dryness for Rokkasho reprocessing plant

(3)Counter measures for evaporation to dryness

*Shin Kawamura[1], Yusuke Akaishi[1], Ryohei Okuda[1], Takatsugu Fuwa[1], Satoshi Segawa[1] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3I09] Measures of evaporation to dryness for Rokkasho reprocessing plant

(4)Equipment design for evaporation to dryness

*Takatsugu Fuwa[1], Yusuke Akaishi[1], Ryohei Okuda[1], Shin Kawamura[1], Satoshi Segawa[1] (1. JFNL)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[3I_GM]「再処理・リサイクル部会」第37回全体会議

[3I_GM] General Meeting

Planning Lecture | Over view Report：Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[3I_PL] Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D and human resource development

Chair:Tadashi Inoue(CRIEPI)

[3I_PL01] Purpose of Establishment and aim of this committee

*Isamu Sato[1] (1. TCU)

[3I_PL02] Evaluation of quantities on various nuclear power generation scenarios

*Kenji Nishihara[1] (1. JAEA)

[3I_PL03] Evaluation of scenarios with increasing and no-changing demand for nuclear power

*Koichi Ohta[1] (1. CRIEPI)

[3I_PL04] Evaluation of scenarios with descending demand for nuclear power

*Takumi Saito[1] (1. Univ. of Tokyo)

[3I_PL05] Nuclear demand scenario and the R&D items

*Akira Sato[1] (1. MHI)

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

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[3I10-12] Evaporation and Dryness of Radioactive Solution 2

Chair:Tatsuya Suzuki(Nagaoka Univ. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3I10] Study on the boiling and drying accident of HLLW

(3)Derivation of the heat-balance equation, and examination of the water and nitric acid release velocity

*Takashi Kodama[1], Hiroshi Kinuhata[1], Mikio Kumagai[2], Kazunori Suzuki[2], Shin-itiro Hayashi[2], Shingo Matsuoka[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. UI Sciences Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3I11] Study on the boiling and drying accident of HLLW

(4)Numerical solution of the heat-balance equation and examination of the released velocity of gaseous components

*Hiroshi Kinuhata[1], Takashi Kodama[1], Mikio Kumagai[2], Kazunori Suzuki[2], Shin-itiro Hayashi[2], Shingo Matsuoka[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. UI Sciences Inc.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3I12] Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution

Effect of coexisting nitrates on formation of volatile ruthenium tetroxide

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

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

3:35 PM - 4:25 PM JST | 6:35 AM - 7:25 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[3I13-15] Preparedness for Criticality Accidents

Chair:Tetsuya Kato(CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[3I13] Preparedness for criticality accidents postulated in Rokkasho reprocessing plant

(1)Outline of postulated initiating event, preparation of subcriticality, and mitigation measures reducing the release of radioactive materials to the environment .

*Yuuki Satou[1], Yuuma Abe[1] (1. JNFL)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3I14] Preparedness for criticality accidents postulated in Rokkasho reprocessing plant

(2)Applicability of neutron absorber material (m-carborane)for the criticality accident in organic solvent phase

*Yuuma Abe[1], Yuuki Satou[1], Kiyoshi Anzai[1], Tatsuya Horimai[1], Miki Kusumoto[2], Kimie Sakamoto[2] (1. JNFL, 2. FUJIFILM Wako Pure Chemical Corporation)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3I15] Preparedness for criticality accidents postulated in Rokkasho reprocessing plant

(3)Analytical Method of *m*-carborane as the Neutron Absorber used in Organic Solvent Phase

*Miki Kusumoto[1], Kimie Sakamoto[1], Yuko Yamada[1], Yuuma Abe[2], Yuuki Satou[2], Kiyoshi Anzai[2], Tatsuya Horimai[2] (1. FUJIFILM Wako Pure Chemical Corporation, 2. JNFL)

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

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[3J01-04] Design of New Reactor 1

Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3J01] Hydride moderated heat-pipe cooled very small modular reactor MoveluX

(2): Preliminary evaluation of core temperature reactivity

*Rei Kimura[1], Kazuhito Asano[1], Haruo Miyadera[1] (1. TOSHIBA ESS)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3J02] Proposal of molten salts specialized for transmutation of long-lived fission products in a fusion blanket system

*Taku Kitasaka[1], Hiroki Shishido[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3J03] Study on self-consistent lead-cooled molten salt fast reactor

*Takanori Mochimaru[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3J04] Preliminary Analysis of "Nuclear Alchemy" Demonstratiuon Experiment to Generate Gold from Mercury -(2) Optimization of Mercury Target Specifications

*Soma Nakamura[1], Naoyuki Takaki[1], Liem Peng Hong[2,1] (1. Tokyo City Univ, 2. NAIS)

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

10:35 AM - 11:55 AM JST | 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[3J05-09] Design of New Reactor 2

Chair:Toshikazu Takeda(Univ. of Fukui)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3J05] Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(6)Design study on a metal fuel fast reactor core for high efficiency MA transmutation by loading SiC/SiC composite material

*Kazuya Ohgama[1], Toshiharu Hara[2], Hirokazu Ohta[2], Masayuki Naganuma[1], Shigeo Ohki[1], Masatoshi Iizuka[2] (1. JAEA, 2. CRIEPI)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3J06] Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

(6)Characteristics of Doppler Coefficient in Plutonium and Minor Actinoid Burner Core

*Tetsuya Mouri[1], Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3J07] Study on intrinsic safe fast reactors to prevent re-criticality by convex core shape

(4)Effects of core shape optimization and absorber maetrial introduction

*Naoyuki TAKAKI Takaki[1], Yano Mari[1], Toshio Wakabayashi[2], Yoshiaki Tachi[3] (1. Tokyo City Univ., 2. Tohoku Univ. , 3. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3J08] Study on intrinsic safe fast reactors to prevent re-criticality by convex core shape

(5)Effect on fuel with central axis absorber

*Toshio Wakabayashi[1], Makoto Takahashi[1], Naoyuki TAKAKI[2], Yoshiaki Tachi[3], Mari Yano[2] (1. Tohoku Univ., 2. Tokyo City Univ, 3. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3J09] Study on intrinsic safe fast reactors to prevent re-criticality by convex core shape

(6)Feasibility of a MOX fuel pellet with central axis absorber

*Yoshiaki TACHI[1], Naoyuki TAKAKI[2], Mari YANO[2], Toshio WAKABAYASHI[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo City University, 3. Tohoku Univertsity)

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

9:30 AM - 11:05 AM JST | 12:30 AM - 2:05 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[3K01-06] Sensing and Data Transmission

Chair:Akio Gofuku(Okayama Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3K01] Wireless Telecommunication Systems for Nuclear power plants

Proposal of Wireless Telecommunication Systems Considering Electro-Magnetic Compatibility

*Daisuke SHINMA[1], Yoshihito SATO[1], Hiromichi ENDO[1], Junya FUJITA[1], Junichi KITAMURA[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3K02] Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant

(VIII)Field test for Mobile Terminal

*hidehiko kuroda[1], takahiro shirota[1], yoshiro ikeda[1], takeshi hasegawa[1], naotaka oda[1], naoki asano[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3K03] Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant

(IX)Performance verification of the terminal management function by a sound wave

*Takahiro Shirota[1], Hidehiko Kuroda[1], Naotaka Oda[1], Takeshi Hasegawa[1], Yoshiro Ikeda[1], Naoki Asano[1] (1. TOSHIBA ESS)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3K04] Development of Flow Meter Error Evaluation Technology in Piping System for Nuclear Power Plant

*Takashi Nakahara[1], Tatsuro Yashiki[1], Junichi Kitamura[2], Tadashi Sano[1], Yuki Itabayashi[1], Takumi Kitagawa[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3K05] Development of Sensing Technique for Internal Investigation of PCV Utilizing MCF Rubber

*Ryo Ikeda[1], Kunio Shimada[2], Hideharu Takahashi[1], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Tech., 2. Fukushima Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3K06] Development of Site Parameter Monitoring System with Edge Computer

*Yuichi Nakashige[1], Yuji Tetsutani[1], Yuki Kawai[1] (1. MHI)

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

11:05 AM - 12:10 PM JST | 2:05 AM - 3:10 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[3K07-10] Radiation Redistant Technology

Chair:Daisuke Karikawa(Tohoku Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3K07] Development of radiation resistant technology

(1)Development of 4H-SiC CMOS operational amplifier with gamma radiation resistance over 2 MGy

*Masahiro Masunaga[1], Ryo Kuwana[1], Isao Hara[1], Tamotsu Asano[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3K08] Development of radiation resistant technology

(2)Radiation Resistance Evaluation of Pressure Transmitter using SiC Op-amp

*Ryo Kuwana[1], Masahiro Masunaga[1], Keizou Egawa[3], Isao Hara[1], Hideyuki Henmi[3], Tamotsu Asano[2] (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Hitachi High-Tech Sol.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3K09] Optically reconfigurable gate array VLSI with a triple modular redundancy structure

*Toru Yoshinaga[1], Minoru Watanabe[1] (1. Shizuoka Univ.)

11:50 AM - 12:05 PM JST | 2:50 AM - 3:05 AM UTC

[3K10] Radiation tolerance of an oscillator circuit using a crystal oscillator

*Masaki Watanabe[1], Takumi Hatamochi[1], Minoru Watanabe[1] (1. Shizuoka Univ.)

General Meeting

12:10 PM - 1:00 PM JST | 3:10 AM - 4:00 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[3K_GM] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第60回全体会議

[3K_GM] General Meeting

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

2:45 PM - 3:55 PM JST | 5:45 AM - 6:55 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[3K11-14] Safety Culture and Resilience

Chair:Kunihide Sasou(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3K11] Experimantal study on evaluation of safety awareness

*Ryota Kawagoe[1], Daisuke Karikawa[1], Makoto Takahashi[1] (1. Tohoku University)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3K12] Relationship between non-technical skill and resilience potential in emergency management

*Masaharu Kitamura[1], Kyoko Oba[2], Atsufumi Yoshizawa[3] (1. TeMS Research Institute, 2. JAEA, 3. Nagaoka Univ. of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3K13] Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident

(5)Study on Stress Management to Improve Resilience

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. of Tech. , 3. TeMS)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3K14] Proposal of training menus for improving resilient response ability

1. A trainig menu to grasp functional information of plant components

*Akio GOFUKU[1], Masaharu KITAMURA[2], Kyoko OBA[3] (1. Okayama Univ., 2. Research Institute for Technology Management Strategy, 3. JAEA)

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

9:30 AM - 10:55 AM JST | 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[3L01-05] Fusion Reactor Materials 1

Chair:Akira Hasegawa(Tohoku Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3L01] Silicon Oxide Precipitation Behavior on Solid Diffusion Bonded Interface in F82H Steel

*Rei Nagakawa[1], Naofumi Nakazato[1], Hirotatsu Kishimoto[1] (1. Muroran Inst. of Tech.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3L02] Effects of Applied Stress on surface of F82H Steel in High Temperature/Pressurized Water.

*Taisei Nemoto[1], Naofumi Nakazato[1], Hiroki Mima[1], Motoki Nakajima[2], Takashi Nozawa[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Hirotatsu Kishimoto[1] (1. Muroran Inst. of Tech., 2. QST)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3L03] Temperature dependence on amorphization of $M_{23}C_6$ under ion irradiation

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], John Patrick McGrady[1], Dai Hamaguchi[2], Masami Ando[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Hiroaki Abe[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. QST)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3L04] The effect of coolant temperature on stress corrosion cracking behavior of SUS316L in fusion relevant environments

*Yen-Jui Huang[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Akihiko Kimura[1] (1. Kyoto Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3L05] Effects of thickness of miniature specimens on creep properties of F82H steel

*Takuya Nagasaka[1], Jingjie Shen[1], Takeo Muroga[1], Masami Ando[2], Hideo Sakasegawa[2], Taichiro Kato[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Takashi Nozawa[2] (1. NIFS, 2. QST)

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

10:55 AM - 12:00 PM JST | 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[3L06-09] Fusion Reactor Materials 2

Chair:Sho Kano(Univ. of Tokyo)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[3L06] Effect of nitrogen impurity and alloy composition on mechanical properties of low-activation vanadium alloy

*Kazuki Saito[1], Takuya Nagasaka[1,2], Makoto Kobayashi[1,2], Jingjie Shen[2], Gaku Yamazaki[1], Valentyn Tsisar[3], Takeo Muroga[1,2] (1. SOKENDAI, 2. NIFS, 3. KIT)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3L07] Implanted Helium effects on microstructural stability and mechanical properties of powder metallurgy Tungsten

*Akira Hasegawa[1], Takeshi Miyazawa[1], Takaya Hattori[1], Daichi Ito[1], Shuhei Nogami[1] (1. Tohoku Univ)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3L08] Hydrogen isotope retention behavior depending on damage distribution in neutron - Fe^{2+} implanted W with changed damage distribution

*Moeko Nakata[1], Ayaka Koike[1], Shota Yamazaki[1], Takuro Wada[1], Mingzhong Zhao[1], Fei Sun[2], Yuji Hatano[3], Takeshi Toyama[4], Naoaki Yoshida[5], Masashi Shimada[6] (1. Grad. Sch., Shizuoka Univ., 2. Fac. of Sci., Shizuoka Univ., 3. HIRC, Univ. of Toyama, 4. IMR, Tohoku Univ., 5. RIAM, Kyushu Univ., 6. INL)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3L09] Densification behavior of tungsten specimens fabricated by selective laser melting using pure-tungsten powder

*Takafumi Yamamoto[1], Yuji Hatano[2], Masanori Hara[2] (1. Univ. of Toyama(Toyama Industrial Technology Research and Development Center), 2. Univ. of Toyama)

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engineering Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[3L_PL] Accomplishments of Japan - US Joint Research Project PHENIX

Chair:Yuji Hatano(Univ. of Toyama)

[3L_PL01] Overview of PHENIX project

*Yoshio Ueda[1] (1. Osaka Univ.)

[3L_PL02] Effect of neutron irradiation on thermal and mechanical properties of tungsten materials

*Tatsuya Hinoki[1] (1. Kyoto Univ.)

[3L_PL03] Hydrogen isotope behavior in neutron damaged W

*Yasuhisa Oya[1] (1. Shizuoka Univ.)

[3L_PL04] Overall Heat Flow Response in Helium Gas-cooled Divertor made of Tungsten

*Takehiko Yokomine[1] (1. Kyoto Univ.)

[3L_PL05] Next Japan-US Joint Research Project: FRONTIER

*Yuji Hatano[1] (1. Univ. of Toyama)

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

2:45 PM - 3:35 PM JST | 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[3L10-12] Blanket Materials

Chair:Ryuta Kasada(Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3L10] Current status of beryllium resources and its use in fusion reactors

Masaru Nakamichi[1], Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], *Suguru Nakano[2], Kazuo Yonehara[2], Tomohiko Kawakami[2] (1. QST, 2. KAKEN)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3L11] Electrochemical analysis on corrosion mechanisms for structural materials in molten FLiNaK salt containing hydrogen fluoride

*Gaku Yamazaki[1], Takuya Nagasaka[1,2], Juro Yagi[3], Takuya Goto[4], Teruya Tanaka[1,2], Takashi Watanabe[5], Akio Sagara[1,2] (1. SOKENDAI, 2. NIFS, 3. Kyoto Univ., 4. Doshisha Univ., 5. UEC)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3L12] Study on electrically insulated flow channels of self-cooled liquid metal blanket system under condition of helical reactor FFHR-d1

*Teruya Tanaka[1], Satoshi Ito[2], Takumi Chikada[3], Yukinori Hamaji[1], Takehiko Yokomine[4], Takeo Muroga[1] (1. NIFS, 2. Tohoku Univ., 3. Shizuoka Univ., 4. Kyoto Univ.)

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

9:45 AM - 10:50 AM JST | 12:45 AM - 1:50 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[3M01-04] Nuclear Fission 1

Chair:Tatsuya Katabuchi(Tokyo Tech)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3M01] Measuerment of fission properties of ^{258}Md populted in the ^{4}He+^{254}Es reaction

*Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1], Kazuaki Tsukada[1], Masato Asai[1], Atsushi Toyoshima[1], Kunratha Kean[1,2], Mizuki Okubayashi[3], Krzysztof Rykaczewski[4] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech, 3. Kindai Univ., 4. ORNL)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3M02] Measurement of prompt fission neutrons using multi-nucleon transfer reaction

*Kentaro Hirose[1], Katsuhisa Nishio[1], Hiroyuki Makii[1], Kazuaki Tsukada[1], Kun Ratha Kean[1,2], Satoshi Chiba[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Tech)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3M03] Effects of neutron number and angular momentum of compound nucleus on fission fragment mass distributions at high excitation energies

*Shoya Tanaka[1,2], Kentaro Hirose[2], Katsuhisa Nishio[2], Yoshihiro Aritomo[1] (1. Kindai Univ., 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3M04] A new fission product yield evaluation for more precise nuclear reactor calculation

*Kohsuke Tsubakihara[1], Chikako Ishizuka[1], Tadashi Yoshida[1], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, Tokyo Tech)

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

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[3M05-08] Nuclear Fission 2

Chair:Katsuhisa Nishio(JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3M05] Fission study on Th-isotopes and SHEs using four-dimensional Langevin model

*Chikako Ishizuka[1], Xuan Zhang[1], Fedir Ivanyuk[2], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, Tokyo Tech, 2. Kiev Institute for Nuclear Research)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3M06] Fission study using four-dimensional Langevin model

Nuclear shape of fission fragments and their deformation energies

*Xuan Zhang[1], Chikako Ishizuka[1], Tsunenori Inakura[1], Fedir Ivanyuk[2], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, Tokyo Tech, 2. Kiev Institute for Nu Resh)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3M07] Charge polarization of fission fragments from Pu-240 deduced with a microscopic theoretical calculation

*Shuichiro Ebata[1], Shin Okumura[2], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. IAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3M08] Study of the fission path on U-236 with the microscopic mean-field model

*Kazuki Fujio[1], Shuichiro Ebata[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-3 Neutron Source, Neutron Technology

9:45 AM - 11:05 AM JST | 12:45 AM - 2:05 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[3N01-05] Neutron Measurement/Neutron Facility

Chair:Keisuke Maehata(Kyushu Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3N01] Monte Carlo covariance deviation of activation reactions in unfolded neutron spectra measured by means of multiple foil activation method

*Katsumi Aoki[1], Tadahiro Kin[1], MD Kawchar Ahmed Patwary[1], Kosuke Yoshinami[1], Masaya Yamaguchi[1], Yukinobu Watanabe[1], Masatoshi Itoh[2] (1. Kyushu Univ., 2. Cyclotron and Radioisotope Center, Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3N02] Development of fabrication method for large area neutron absorption precision pattern

*Masahiro Hino[1], Takuya Hosobata[2], Yutaka Yamagata[2], Yuji kawabata[1] (1. Kyoto University, 2. RIKEN)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3N03] Molecular force field dependence on the analysis of thermal neutron scattering cross-sections for methylbenzene derivatives

*Yutaka Abe[1], Seiji Tasaki[1], Masahiro Hino[1] (1. Kyoto Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3N04] Current status of a compact electron accelerator-driven pulsed neutron facility at AIST

*Koichi Kino[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2], Brian E O'Rourke[1,2], Hidetoshi Kato[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Daisuke Satoh[1,2], Tamao Shishido[2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2] (1. AIST, 2. ISMA)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3N05] Development of the TOF-MIEZE spectrometer with focusing mirrors at J-PARC MLF BL06

*Fumiaki Funama[1], Masahiro Hino[2], Tatsuro Oda[2], Hitoshi Endo[3], Takuya Hosobata[4], Yutaka Yamagata[4], Seiji Tasaki[1] (1. Kyoto Univ, 2. KURNS, 3. KEK, 4. RIKEN)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-4 Medical Use of Quantum Beam

11:05 AM - 11:55 AM JST | 2:05 AM - 2:55 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[3N06-08] Medical Application 2

Chair:Masahiro Hino(Kyoto Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3N06] Development of a mapping technique for boron elements contained in a cell specimen using an analytical SEM with a microcalorimeter (1)

Peak identification of B K_α X ray

*Keisuke Maehata[1], Riichiro Nakamura[1], Kentaro Hirano[1], Kazuhiro Yasuda[1], Yumi Fukunaga[1], Masaki Kudo[1], Hiroki Tanaka[2] (1. Kyushu Univ., 2. KURNS)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3N07] A Study on Low Dose Exposure Energy-resolved CT with using a transXend Detector

*Ikuo Kanno[1], Yoshiki Yamashita[2] (1. Kyoto Univ., 2. Osaka Pref. Univ. Col. of Technol.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3N08] Examination of Ac-225 Production Amount using an Electron Accelerator

*Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Yuko Kani[1] (1. Hitachi)

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

9:45 AM - 10:35 AM JST | 12:45 AM - 1:35 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[3O01-03] Reactor Inspection and Maintenance 1

Chair:Isobe Yoshihiro(NFI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3O01] Microstructural analysis on RPV steels irradiated in PWR

(1)Solute cluster analysis by atom probe tomography

*Hisashi Takamizawa[1], Kuniki Hata[1], Yutaka Nishiyama[1], Takeshi Toyama[2], Yasuyoshi Nagai[2] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3O02] Microstructural analysis on RPV steels irradiated in PWR

(2)Analysis of grain-boundary phosphorus segregation by Auger electron microscopy

*Kuniki HATA Hata[1], Yasuyoshi Nagai[2], Yutaka Nishiyama[1] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3O03] Research on ASR diagnosis and inhibition flow for ASR potential evaluation

*Junji Eto Eto[1], Shoichi Ogawa[2], Kazutoshi Shibuya[2], Go Igarashi[4], Ippei Maruyama[3], Kazuo Yamada[5] (1. MRI, 2. THC, 3. Natoya Uni., 4. Tohoku Uni., 5. NIES)

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

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[3O04-08] Reactor Inspection and Maintenance 2

Chair:Takuo Okamoto(CRIPEI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3O04] Development of nondestructive inspection system for soundness diagnosis of FRP material

*Hiroaki Fujiyoshi[1], Motomu Ishii[1], Yoshihiro Isobe[1], Takatoshi Kawashima[2], Chihiro Urashima[3], Takayuki Oka[3], Tadashi Magari[3] (1. NFI, 2. KEB, 3. KEPCO)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3O05] Development of nondestructive inspection system for soundness diagnosis of cable insulating material (3)

*Motomu Ishii[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Yoshihiro Isobe[1], Takatoshi Kawashima[2], Chihiro Urashima[3], Tadashi Magari[3], Takayuki Oka[3] (1. NFI, 2. KEB, 3. KEPCO)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3O06] Study on Ultrasonic Testing Conditions for an Axial Flaw in a Taper of an Elbow on Weld Piping

*Ryuichi ICHIKI[1], Shoichi TSUTSUMIDA[2], Ken ENDOH[2], Shigeyuki MATSUBARA[2], Junichi KITASAKA[2] (1. INSS, 2. Non-Destructive Inspection Co.,LTD.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3O07] Advanced Computerization of Digital Hammering Inspection 2

*Yoshihiro Isobe[1], Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Motomu Ishii[1], Sho Kuwajima[1], Tomonori Yamada[2], Shinobu Yoshimura[2] (1. Nuclear Fuel Industries ltd., 2. The University of Tokyo)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3O08] Approach to Diagnosis of Check Valves 2

Susumu Miura[2], Morio Kudou[2], Kouzou Hattori[2], *Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1] (1. Nuclear Fuel Industries,Ltd., 2. JFNL)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[3O_GM] 「原子力発電部会」第36回全体会議

[3O_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Atomic Power Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[3O_PL] Currect Status for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

Chair:Takanori Kitada(Osaka Univ.)

[3O_PL01] Efforts at Ohi Power Station (KEPCO) for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

*Shinji Masumoto[1] (1. KEPCO)

[3O_PL02] Efforts at Kashiwazaki-Kariwa Power Station (TEPCO) for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

*Hisamoto Fujimagari[1] (1. TEPCO HD)

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：401-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[3O09-12] Reactor Design and Seismic Evaluation

Chair:KOJI SHIRAI(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3O09] Development of Evaluation Method Taking Account of Uncertainties of Time History Seismic Input

*Takahito Kumagai[1], Tadashi Iijima[2], Yusuke Minakawa[2], Nobuyoshi Goshima[3], Kyosuke Kamito[3], Takuma Hadano[4], Hiroaki Kawabata[4], Masataka Nakajima[4], Mitsuhiko Amemiya[5] (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. MHI, 4. Toshiba ESS, 5. JAPC)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3O10] Evaluation of impact on structural strength of a thin wall tee by load direction

*Takahiro Okuda[1], Masashi Miyazaki[1], Seiji Kitamura[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3O11] Seismically-induced sloshing response evaluation for rectangular tank with overflowing water.
(1)Validation of applicability of numerical simulation model and effects of the grid refinement on the amount of overflow water.

*Yukihiro Toyoda[1,2], Yasuki Ohtori[2] (1. CRIEPI, 2. Tokyo City Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3O12] Effect of Bi-Directional Excitation on Scrammability

*Yugo Hyotani[1], Yoshihiro Goto[1] (1. HGNE)

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

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 10:50 AM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[1A01-03] Solid Waste Treatment 1

Chair:Takayuki Nagai(JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1A01] Improvement of Water Durability of Lead Borate Glass By Addition of SiO_2

*Takumi Shimakura[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1], Takeshi Tsukada[2] (1. Nagoya Univ., 2. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1A02] Study on Composition of Lead-borate Glass for the Aluminum Vitrification Process

*Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1], Takeshi Tsukada[2] (1. Nagoya Univ., 2. CRIEPI)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1A03] Examination of stabilization treatment method of radioactive aluminum waste
(1)基本条件の検討

*Misaki Seki[1], Koji Ishikawa[2], Hiroshi Nagata[1], Kaoru Ohtsuka[1], Takazumi Ohmori[1], Yumi Suzuki[2], Atsushi Tanaka[2], Tomohiko Kawakami[2], Hiroshi Ide[1], Kunihiko Tsuchiya[1] (1. JAEA, 2. KAKEN)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

二酸化ケイ素添加による鉛ホウ酸ガラスの耐水性向上

Improvement of Water Durability of Lead Borate Glass by Addition of SiO_2

*嶋倉 匠海[1]，澤田 佳代[1]，榎田 洋一[1]，塚田 毅志[2]
[1]名古屋大学，[2]電力中央研究所

鉛ホウ酸ガラスによってアルミニウムを直接酸化溶解した融体に二酸化ケイ素を 20 wt%以上添加してガラスとすることで，耐水性の高い固化体化が可能であることが明らかになった．

キーワード：鉛ホウ酸ガラス，ガラス固化，耐水性，浸出試験

1. 緒言

発電所廃棄物等の雑多な廃棄物の効率的かつ安全な固化体化のために鉛ホウ酸ガラスを用いたガラス固化を検討している．これまでにアルミニウム金属を対象として直接酸化溶解の実証を行った[1]．本研究では放射性廃棄物固化体としての耐水性の向上を目的とし，二酸化ケイ素の添加による耐水性への影響について実験研究を実施したので報告する．

2. 実験

2.1 鉛ホウ酸ガラスの調整　はじめに，酸化鉛(関東化学)と三酸化二ホウ素(和光純薬工業)，酸化アルミニウム(和光純薬工業)，炭酸ナトリウム(和光純薬工業)をアルミナるつぼ中でよく混合し，マッフル炉にて加熱溶融し，急冷した後，粉砕して 9.3 wt%Al_2O_3-12.2 B_2O_3-78.3 PbO および 9.7 wt%Al_2O_3-11.9 B_2O_3-1.3 Na_2O-77.1 PbO のカレットを作製した．次に，カレットと二酸化ケイ素 (和光純薬工業)を混合し，1000℃で 3 時間加熱し，急冷することでガラス試料とした．

2.2 浸出試験　浸出試験は Product Consistency Test[2]に則って行った．ガラス試料を粉砕し，ふるいで粒径 75 μm 以上，150 μm 未満に分級したものを PFA 容器内に規定量の超純水と共に密封し，90℃で 7 日間静置した後に測定用試料を採取し，ICP-AES(島津製作所，ICPE-9000)で浸出液中のアルミニウム，ホウ素，ケイ素，鉛，ナトリウムの濃度を測定した．耐水性は次の規格化浸出量(NL_i)[g m^{-2}]で整理した．

$$NL_i = C_i / (f_i \times S / V)$$

C_i：浸出液中の i の濃度, g m^{-3}, f_i：試料中の i の重量割合，-，S：試料表面積, m^2，V：浸出液体積, m^3.

3. 結果と考察

図 1 に各試料の規格化浸出量と二酸化ケイ素添加量の関係を示す．いずれの試料についても二酸化ケイ素を加えることで浸出量が減少する傾向がみられた．ホウケイ酸ガラスと同様に浸出量が多い元素はナトリウムとホウ素であり，難溶性のアルミニウム，ケイ素の浸出量はより小さかった．ナトリウムを含まない試料では二酸化ケイ素を 10 wt%以上添加することでホウ素の規格化浸出量は 1 g m^{-2} 未満となった．一方，ナトリウムを含む二酸化ケイ素添加量が 10 wt%までの試料は含まれない試料と比較して浸出量が大きかった．しかし，二酸化ケイ素を 20 wt%以上添加することで同程度の浸出量とすることができた．ホウケイ酸ガラスを用いた模擬ガラス固化体の浸出量が最大である元素はホウ素で, その浸出量は 1.3 g m^{-2} であり，鉛ホウ酸ガラスについても二酸化ケイ素の添加によって耐水性が十分に高い固化体化が可能であることが明らかになった．

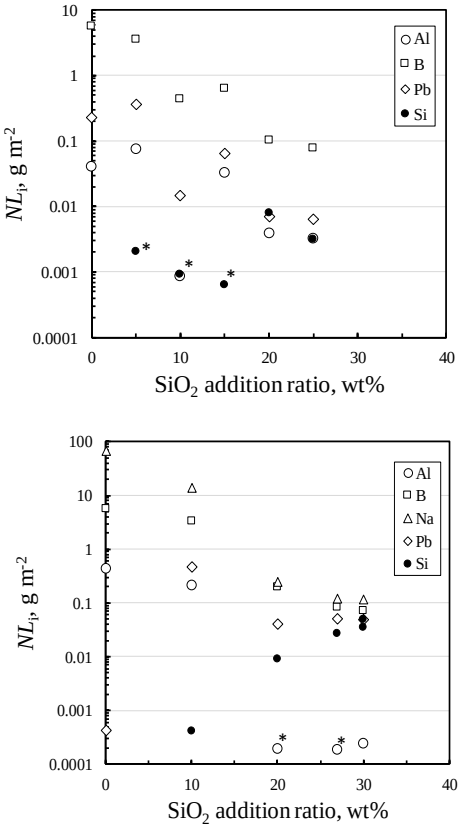


図 1　規格化浸出量
上：Na 成分を含まない試料
下：Na を含む試料
*：検出下限値を浸出液濃度として規格化浸出量を算出

3. 結論

鉛ホウ酸ガラスを用いてアルミニウムをガラス固化した場合，二酸化ケイ素を加えることで，耐水性の高い固化体化が可能である．

参考文献

[1]澤田ら，日本原子力学会 2018 年春の年会，2O03, 2018
[2] American Society for Testing and Materials (ASTM), ASTM C1285-14, West Conshohocken, PA, 2014.

謝辞　本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である。

*Takumi Shimakura[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1] and Takeshi Tsukada[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

アルミニウムのガラス固化に適した鉛ホウ酸ガラス組成の検討

Study on Composition of Lead-borate Glass for the Aluminum Vitrification Process

*澤田 佳代[1]，榎田 洋一[1]，塚田 毅志[2]
[1]名古屋大学，[2]電力中央研究所

酸化鉛の酸化力を利用した還元性廃棄物のガラス固化プロセス提案し，還元性廃棄物としてアルミニウムを対象に最適な酸化剤組成の検討を行った。既往の研究で検討されてきた $2PbO・B_2O_3$ と比較して，$0.11Na_2O・3PbO・B_2O_3$ は酸化速度，酸化量とも向上することが明らかとなった.

キーワード：鉛ホウ酸ガラス，ガラス固化，アルミニウム，酸化

1. 緒言

発電所廃棄物等の固化処理能力向上に資する観点から，代表的な金属元素であるアルミニウムを一例として，鉛ホウ酸ガラスを用いてこれを効率的に酸化し，ガラス固化することを目的とする．これまでに，米国で検討[1]されていた $2PbO・B_2O_3$ 組成アルミニウムの酸化溶解実験を実施し，1000℃での酸化溶解速度を求めた[2]．本研究では，酸化処理能力のさらなる向上を目指し，酸化剤である酸化鉛－ホウ素酸化物融体に，固化体化の際に組成調整のために加えるナトリウム成分をあらかじめ加えることで組成を変化させた酸化剤を用いてアルミニウムの酸化速度を評価し，最適な酸化剤組成を選定する.

2. 実験

2.1 酸化剤の調整　図 1 に示される 5 組成の酸化剤を調整した．計算量の酸化鉛(関東化学)と三酸化二ホウ素(和光純薬工業)、無水四ホウ酸ナトリウム(和光純薬工業)をアルミナるつぼ中でよく混合し，マッフル炉(アズワン，HPM-1N)にて加熱して融体とした．これを黒鉛板上に流し出して急冷した後，粉砕した.

2.2 酸化溶解実験　20 ×1 cm^2(約 2.1 g)にカットしたアルミニウム板(関東化学)を丸め，アルミナるつぼの底部に設置した．ここに酸化剤 30 g を加え，1000℃に加熱したマッフル炉で加熱した後，室温下に取り出し，急冷した．ガラス化していた部分を濃硝酸(関東化学)で溶解し，ICP-AES(島津製作所，ICPE-9000)でアルミニウム，ホウ素，鉛の濃度を測定した.

3. 結果と考察

5 組成の酸化剤のうち，ガラス化していた部分の Al_2O_3 含有率は，$0.41Na_2O・2PbO・B_2O_3$ が最大で約 15 wt%，一方，反応初期の 10 分では $3PbO・B_2O_3$ を用いたときが最も高く，約 9 wt%となった．図 2 に $3PbO・B_2O_3$ を用いたときの試料の外観を示すが，反応時間 10 分の試料以外は，いずれもガラス部分が白濁していることが確認された．$3PbO・B_2O_3$ に少量のナトリウムを加えた酸化剤 $0.11Na_2O・3PbO・B_2O_3$ では白濁することなく，透明なガラスが得られた．前報[2]同様にアルミナるつぼからのアルミニウム混入の影響を差し引くため，アルミニウムの酸化は

$$2\,Al + 3PbO \rightarrow Al_2O_3 + 3Pb\downarrow \qquad (1)$$

に従い，B は揮発しないと仮定し，ガラス部分の B/Pb 比を元に算出したアルミニウムの反応量を図 3 に示す．ナトリウム成分を酸化剤である鉛ホウ酸ガラスに加えることでアルミナの溶解度は上昇するが，反応速度に関しては負の影響があることがわかった．しかしながら，鉛の割合を増やして少量のナトリウムを加えた酸化剤 $0.11Na_2O・3PbO・B_2O_3$ では，$2PbO・B_2O_3$ と比較して，酸化速度，酸化量とも向上することが明らかとなった.

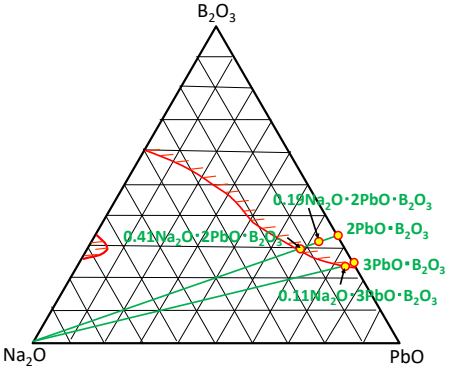


図 1　本実験で用いた酸化剤組成と Na_2O-B_2O_3-PbO ガラス化範囲(赤線)[3]



図 2　酸化剤 $3PbO・B_2O_3$ によるアルミニウムの酸化（左より，反応時間 10，20，30，60 分)

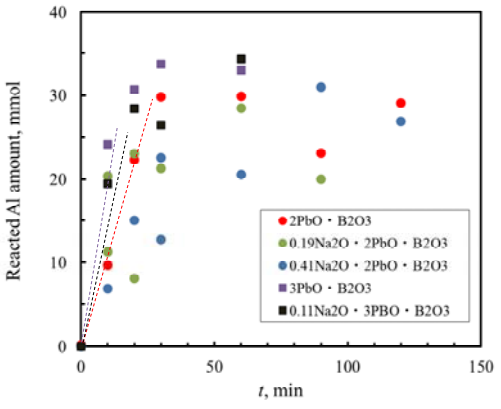


図 3　B/Pb 比から算出した Al の酸化溶解量

3. 結論

アルミニウム金属を酸化し，ガラス固化するための酸化剤としては $0.11Na_2O・3PbO・B_2O_3$ が適している.

参考文献

[1] C. W. Forsberg, E. C. Beahm, G. W. Parker, J. Rudolph, ORNL report, CONF-941207-18, 1994.
[2] 澤田ら，日本原子力学会 2018 年春の年会，大阪，2O03，2018.
[3] 山根ら，ガラス工学ハンドブック普及版，朝倉書店，2010.

謝辞　本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である。

*Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1] and Takeshi Tsukada[2]
[1]Nagoya Univ., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

放射性アルミニウム廃棄物の安定化処理方法の検討

Examination of stabilization treatment method of radioactive aluminum waste

*関　美沙紀[1]、石川　幸治[2]、永田　寛[1]、　大塚　薫[1]、　大森　崇純[1]、
鈴木　祐未[2]、　田仲　睦[2]、　川上　智彦[2]、　井手　広史[1]、土谷　邦彦[1]
[1]JAEA、[2]化研

ＪＭＴＲの炉心構造材として多く使用されている金属 Al を安定化した廃棄体を作製するため、バイヤー法を応用した Al 安定化処理方法の確立を目的として、炉外試験による基本プロセスの検討を行った。

キーワード： ＪＭＴＲ、廃止措置、放射性廃棄物、アルミニウム、安定化処理

1. 緒　言

材料試験炉（ＪＭＴＲ）炉心構造材はステンレス鋼の他、中性子反射体としてアルミニウム(Al)やベリリウム(Be)が多く使用されている。廃止措置にあたって、放射性雑固体廃棄物（廃棄体）を作製するが、その埋設基準はドラム缶内に健全性を損なう物質を含まないこと及び最大放射能を超えないことが要求されている[1]。特に、Al はコンクリート等のアルカリ物質と反応し水素を発生することから、固化体の強度低下、内圧上昇による破損等が課題となっている[2]。本研究では、バイヤー法を応用した Al の安定化処理技術の確立を目的とし、炉外試験による基本プロセスの検討を行った。

2. 実　験

Al 試料はＪＭＴＲで主に使用されている A1050 及び A6061 を選定し、図 1 に示す基本プロセスの検証を行った。まず、RT～70℃で濃度の異なる NaOH 溶液を用いて、Al の溶解特性を調べた。次に、溶解液をろ過し、中和処理後、再度ろ過し、$Al(OH)_3$ を回収した。回収した $Al(OH)_3$ は TG-DTA により、昇温時の焼成試験で脱水過程を調べるとともに、電気炉にて 400℃、800℃及び 1000℃で焼成し、Al_2O_3 結晶構造への影響を X 線回折装置を用いて調べた。また、ICP 装置を用いて、各工程で得られたろ過後の溶液や廃液中の不純物測定を行い、不純物の除去特性についても調べた。

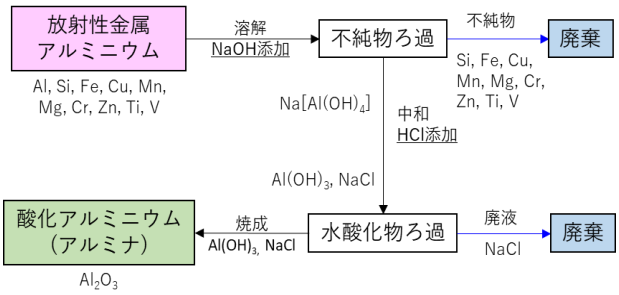


図 1　安定化処理の基本プロセス

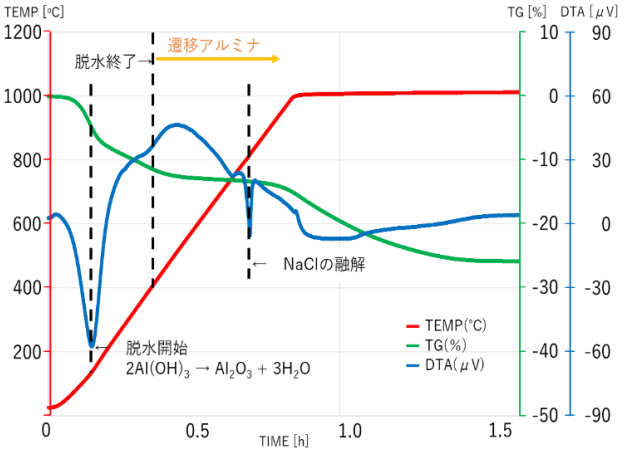


図 2　　回収した $Al(OH)_3$ の TG-DTA 結果

3. 結　果

2 種類の Al 試料とも、NaOH の濃度が高く、溶解温度が高いほうが、短時間で溶解することが分かった。また、不純物の少ない A1050 の方が、A6061 よりも短時間で溶解が可能であることが分かった。一般にバイヤー法では Na_2O/Al_2O_3 比は 1.5～2.5 程度が適当とされているが、本試験により Na_2O/Al_2O_3 比を 3.2 としても安定な溶解が可能であった。中和工程では、NaOH 量に依存して HCl 添加量が増加したが、ろ過後の廃液中に Al は検出されなかったことから、ほぼ全量が $Al(OH)_3$ として回収可能であることが分かった。TG-DTA の測定結果を図 2 に示すが、100～300℃で $Al(OH)_3$ の脱水、800℃以上で中和によって生成される NaCl の融解と考えられるピークを確認した。この結果から、焼成温度による得られる粉末の結晶構造を解析し、いずれも Al_2O_3 であることを確認した。なお、400℃及び 800℃で焼成した試料には NaCl が相同定された。本発表では、焼成温度による Al_2O_3 結晶構造の違いや不純物除去結果から、Al の安定化処理の基本条件を決定した。

参考文献

[1] 原子力環境整備センター、「低レベル放射性廃棄物処分用廃棄体作製技術について(核種固体状廃棄物)」、平成 10 年
[2] 橋爪修司、松本潤子、馬場恒孝、原子力バックエンド研究、6 巻 1 号、PP.101-106、1999 年

*Misaki Seki[1]、 Koji Ishikawa[2]、 Hiroshi Nagata[1]、 Kaoru Ohtsuka[1]、 Takazumi Ohmori[1]、 Yumi Suzuki[2]、 Atsushi Tanaka[2]、
Tomohiko Kawakami[2]、 Hiroshi Ide[1] and Kunihiko Tsuchiya[1]
[1]JAEA.、 [2]KAKEN

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

Wed. Sep 11, 2019 10:50 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[1A04-07] Solid Waste Treatment 2 and Utilization of Radiation

Chair:Hirohide Kofuji(JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1A04] Development on volume reduction technology of high dose used ion exchange resin

*Tomokazu Sekine[1], Fuminori Sato[1], Kazuo Matsui[2], Hiromitsu Inagaki[2] (1. EBARA INDUSTRIAL CLEANING CO.,LTD., 2. CHUBU Electric Power Co.,Inc.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1A05] Geopolymer solidification of decomposed ion exchange resin residue

*Takahiro Kikuchi[1], Yasuhiro Suzuki[1], Tadashi Sasaki[1], Takao Ikeda[1], Masaki Takaoka[2] (1. JGC, 2. Kyoto Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1A06] Filtration drying treatment of decomposed ion exchange resin residue by freezing and thawing method

*tadashi sasaki[1], Yuji Nagai[1], Mitsushi Motoyama[1], Takahiro Kikuchi[1], Takao Ikeda[1] (1. JGC Corporation)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1A07] Possibility of direct energy conversion from radiation to electricity using SiC Schottky system

*Kenji Yoshii[1], Tatsuo Fukuda[1], Hajime Tanida[1], Hideaki Shiwaku[1], Junichiro Kamiya[1], Yuichi Yamazaki[2], Takahiro Makino[2], Ohshima Takeshi[2], Tsuyoshi Yaita[1] (1. JAEA, 2. QST)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

高線量廃樹脂の減容化技術の開発

Development on volume reduction technology for high dose used ion exchange resin

*関根 智一[1]，佐藤 文則[1]，松井 計雄[2]，稲垣 博光[2]
[1]荏原工業洗浄株式会社，[2]中部電力株式会社

原子炉一次系の供用中および廃止措置時の化学除染で発生する高線量のイオン交換樹脂を、隔膜電解還元法により一液で処理する減容化技術を開発した。使用済樹脂を用いた試験を行い、実用化の見通しを得た。

キーワード： 減容化，イオン交換樹脂，還元溶解，溶離，電着，無加温，化学除染

1. 緒言

高線量廃樹脂（カチオン樹脂および混床樹脂）の処理は、隔膜電解還元法を用いる事により、一液かつ一工程で無加温での処理が可能である。前報[1]のコールド試験（非放射性のカチオン樹脂を使用）では、Co 濃度の測定下限が ppb オーダー（廃樹脂では ppt オーダー）で、混床樹脂も使用していなかった。そこで、実用化の可否を検討するため、化学除染で使用した高線量廃樹脂を用いたホット試験を実施した。

2. 試験

試験装置は、電極、直流電源、陰極浴（反応槽）、陽極浴および陽イオン交換膜で構成される。電解液には 1N 硫酸を pH 調整して、電極は陰極に SUS304 平板、陽極に不溶性電極を使用した。試験前に、使用済樹脂（カチオン樹脂および混床樹脂）の放射能を形態別（イオン、クラッド）に分析した。試験は、当該樹脂を、それぞれ隔膜電解還元を用いて、無加温で溶液中にイオン成分を溶離、クラッドを溶解させて、同時に溶離・溶解したイオンを電着により電極に付着・回収した。溶液中の Co-60 濃度の時間変化を測定するとともに、試験前後の樹脂の放射能を測定し、除染係数（試験前／後の放射能比、DF）を算出した。

3. 結果

試験前の使用済樹脂に含まれる放射能核種は Co-60 のみで、ほとんどがイオン成分であった。試験結果を図 1、2 に示す。溶液中の Co-60 を 1ppt 未満まで電着により回収できる事が確認できた。また、樹脂の DF は 100 以上と良好な結果が得られ、焼却可能なレベルまで放射能を除去できる事が確認できた。また、カチオン樹脂と混床樹脂で電解液を入れ替えることなく処理できる事も確認でき、履歴不明で樹脂が混合している場合にも適用できることが示唆された。今後、電極の保管方法や遮蔽設計等を行い、実用化に向けた検討を行う。

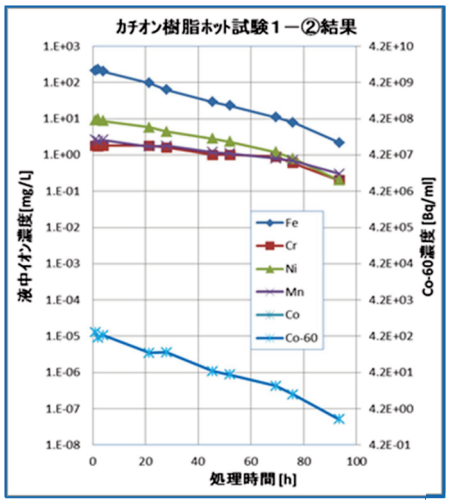


図 1 カチオン樹脂の試験結果

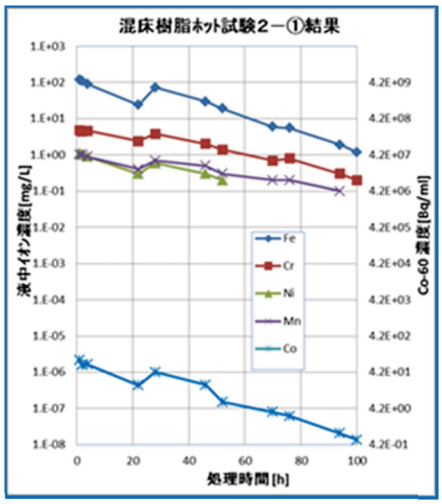


図 2 混床樹脂の試験結果

参考文献

[1] 関根智一 他，高線量廃棄樹脂の常温処理（溶離・電着）方法の開発，日本原子力学会「2013 年秋の大会」N50

*Tomokazu Sekine[1]， Fuminori Sato[1]，Kazuo Matsui[2]，Hiromitsu Inagaki[2]
[1]Ebara Industrial Cleaning Co.,LTD ，[2]Chubu Electric Power Co.,Inc.

イオン交換樹脂分解残渣のジオポリマー固化

Geopolymer solidification of decomposed ion exchange resin residue

*菊池　孝浩[1]，鈴木 泰博[1]，佐々木　忠志[1]，池田　孝夫[1]，高岡 昌輝[2]
[1]日揮株式会社，[2]京都大学

原子力発電所に貯蔵されている高線量樹脂を分解・無機化し減容化することを想定し、生成物（硫酸ナトリウムとクラッド等）の固化技術として、ジオポリマーの適用を検討した。水素発生を抑制するため、真空乾燥により含水率を下げたところ、硫酸ナトリウムの 10 水和物化による固化体の膨張も抑制できることが分かった。

キーワード：ジオポリマー，イオン交換樹脂，真空乾燥，硫酸ナトリウム

1. 緒言

これまで、著者らは易溶性放射性セシウム（Cs）を含む飛灰を対象とし、メタカオリンベースのジオポリマー固化技術の適用を検討しており、真空乾燥により含水率を下げることで、G 値を低減できることを報告した[1]。本報では、高線量の廃イオン交換樹脂を分解・無機化し減容化することを想定し、この無機物（残渣）の固化に、ジオポリマーを適用した結果を報告する。

2. 実験

使用済みイオン交換樹脂を分解した解残[2]を想定して、硫酸ナトリウムとクラッド（Fe_2O_3）を含む模擬残渣のジオポリマー固化を行った。この模擬残渣にフィラーとしてメタカオリンを混合し、珪酸ソーダと水酸化ナトリウムの溶液に投じて混練した。混練後 φ40mm の容器に流し込み、105℃で 24 時間の養生を行った。含水率を下げるために、養生後に真空乾燥を行った。真空乾燥は 105℃, 5kPa または 150℃, 5kPa で行った。作製した固化体を用いて、圧縮強度測定、XRD 分析および IAEA 法に準拠した浸漬試験を実施した。

3. 結果

真空乾燥時の含水率の低下挙動を図 1 に示す。真空乾燥温度が 105℃の場合、含水率は 24 時間程度で約 3%まで低下した。焼却飛灰を固化したジオポリマーでは 105℃での真空乾燥で含水率を 5%まで下げるのに 90～115 時間要しており[3]、模擬分解残渣は飛灰と比較し、乾燥が容易なことが分かった。真空乾燥温度を 150℃まで上げると、含水率は数時間で 2%以下にまで低下した。これらの値を、以前報告した含水率と G 値の関係[1]に当てはめると、G 値は、0.02～0.04 程度になると推定される。

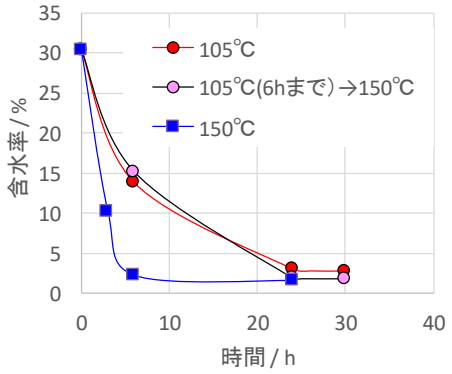


図1　真空乾燥時の含水率の経時変化

真空乾燥をしない固化体では、密閉容器に保管中に固化体が膨張して割れが発生した。XRD 分析の結果、$Na_2SO_4 \cdot 10H_2O$ のピークが認められたことから、ジオポリマー中の水分により硫酸ナトリウムが 10 水和物化したことが示唆された。一方、真空乾燥した固化体では膨張および 10 水和物のピークは認められず、圧縮強度は 30MPa 以上となり、真空乾燥しない固化体より高くなった。

IAEA 法に準拠したコールドでの浸漬試験の結果、コバルトやニッケルの溶出は検出限界以下であった。

参考文献

[1] 菊池ら，日本原子力学会 2017 年秋の大会 3A13
[2] 森本ら、日本原子力学会 2011 年春の年会 C26
[3] 中村ら，日本原子力学会 2017 年秋の大会 3A14

*Takahiro Kikuchi[1], Yasuhiro Suzuki[1], Tadashi Sasaki[1], Takao Ikeda[1], Masaki Takaoka[2].
[1]JGC CORPORATION, [2]Kyoto University

イオン交換樹脂分解残渣の凍結再融解法によるろ過乾燥処理

Filtration drying treatment of decomposed ion exchange resin residue by freezing and thawing method

*佐々木　忠志，永井　勇次，本山　光志，菊池　孝浩，池田　孝夫
日揮株式会社

原子力発電所に貯蔵されている高線量樹脂の処理法として、湿式分解法等の処理方法が開発されてきている。高線量樹脂からの水素ガス発生を抑制する観点から、分解残渣をろ過・乾燥することを想定し、凍結再融解法により、難ろ過性の分解残渣のろ過性能を飛躍的に向上させる方法を開発したので報告する。

キーワード：イオン交換樹脂，分解残渣、凍結再融解，ろ過乾燥処理

1. はじめに

高線量樹脂の分解処理方法として、H_2O_2 を酸化剤とした湿式分解法や超臨界水を用いた分解プロセスが開発されてきており、これらの処理法では有機物を 99%以上分解可能とされている[1],[2]。湿式分解液はクラッドと Na_2SO_4 溶液のスラリーになり、Co-60 等放射性核種の多くはクラッド中に存在し、液相の放射能は低い傾向にある。水の放射線分解による水素ガス発生の根本的な抑制対策として水分除去することを検討し、使い捨てタイプのろ過器にてろ過・乾燥した後、そのまま容器に封入することを想定した（図-1 参照）。本報では難ろ過性のクラッドに対し、凍結再融解処理することによりろ過性能が飛躍的に改善する結果を得たので報告する。

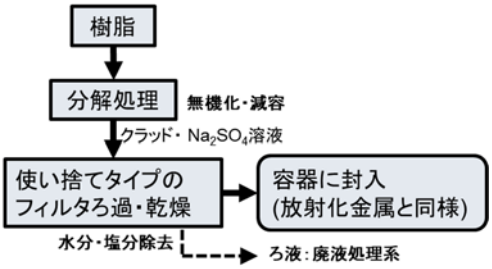


図-１　高線量樹脂の処理フロー

2. 実験

粉状イオン交換樹脂にクラッド模擬物を添加して分解処理を行い得られた分解液スラリーに硫酸鉄を添加して溶解させた後、NaOH 溶液を添加して $Fe(OH)_3$ を生成させた。その後、ステンレスビーカーに移して-15℃で一夜凍結させた後、60℃の恒温槽で融解し、吸引濾過してろ過速度を測定した。

3. 結果

凍結再融解の有無による分解液のろ過速度と $Fe(OH)_3$ 存在比の関係を図-2 に示す。分解液をそのまま凍結再融解してもその効果はほとんど見られないが、$Fe(OH)_3$ の添加によりろ過速度が飛躍的に増加する結果が得られた。$Fe(OH)_3$ 存在比、0.25～0.5 で、ろ過速度は約 100 倍になる結果を得た。$Fe(OH)_3$ 存在比 0.25 のケーク写真を図-3 に示す。凍結させない場合は緻密な状態であるが、凍結再融解処理したものは細孔が多数できていることが分かりケークの形状の変化がろ過性能を向上させていると考えられる。

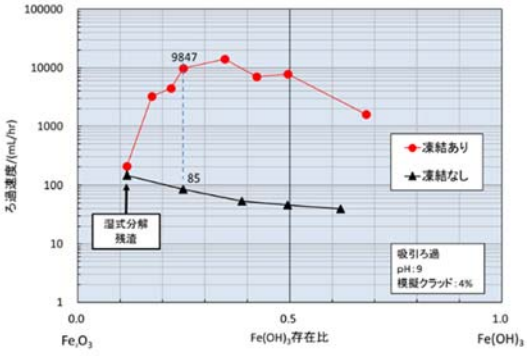
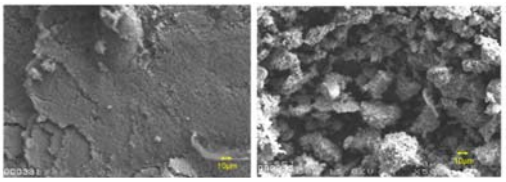


図-2　凍結再融解処理によるろ過速度



(a)凍結再融解未実施　(b)凍結再融解実施

図-3　凍結再融解処理時のろ過ケーク

参考文献

[1] 森本ら、日本原子力学会「2011 年春の年会」C26

[2] 山田ら、東芝レビューVol.56 No.9(2001)

* Tadashi Sasaki, Yuji Nagai, Mitsushi Motoyama, Takahiro Kikuchi, Takao Ikeda
JGC CORPORATION.

SiC の放射線直接エネルギー変換材料への応用可能性

Possibility of direct energy conversion from radiation to electricity using SiC Schottky system

*吉井 賢資[1]，福田 竜生[1]，谷田 肇[1]，塩飽 秀啓[1]，神谷 潤一郎[1]，牧野 高紘[2]，
山崎 雄一[2,]，大島 武[2]，矢板 毅[1]
[1]原子力機構，[2]量研

有害物質を含まない半導体 SiC について、ガンマ線や X 線などの放射線を直接エネルギー変換する材料への応用可能性を検討した。暗電流特性からは、理想的なダイオードに近い特性が示された。変換効率は 0.1%以下程度であるが、エネルギーが高い領域では市販の Si 太陽電池などより効率が高いことなどが分かった。

キーワード：エネルギー変換，SiC，放射性廃棄物，放射線，エネルギー資源化

1. 緒言

我々は最近、原子力発電所などから発生する放射性廃棄物を安定的なエネルギー源として活用するため、放射線の直接エネルギー変換研究に着手した[1]。前回は、SiC や CdTe など放射線劣化に強い半導体系について調べたが、SiC は有害物質を含まないことから、この系の特性に絞った研究を行った。

2. 実験と結果

試料は単結晶 SiC 上に Ni 薄膜を 80nm 積層したショットキーダイオードを用いた。エネルギー変換実験は、^{237}Np からのガンマ線(30keV)および ^{241}Am からのガンマ線(60keV)の利用を想定し、SPring-8 の放射光ビームライン BL22XU からの単色 X 線を用いて行った。低エネルギー利用の可能性も考え、Cu*K*α線(8 keV)を利用した実験も行った。電圧-電流(IV)特性は Keithley 社のソースメータ 2400 型により測定した。

発電実験に先立ち、暗電流条件(dark current)において電流-電圧(IV)測定を行った。結果は図 1 に示す。順方向電圧が 0.8V 近傍において、電流が急激に増大する。この付近の IV 特性からダイオード因子を求めた。$I=I_0(\exp(qT/nkT)-1)$において求まったダイオード因子 n は 1.0-1.1 程度であり、理想のダイオードに近い良質な試料であることが分かった。

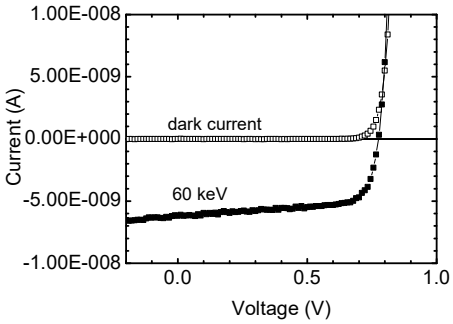


図 1. Ni/SiC の IV 曲線。

図 1 にはまた、60keV での発電を行った場合の IV 曲線も示した。電力は 1cm^2 当たりに換算して 0.1μW 程度と、前回報告とほぼ同じであった。また、市販の Si 対応電池では、60keV 近傍ではほとんど発電しないことなども分かった。入射光に対する効率は 8-60keV で 0.1%程度以下であった。現在モンテカルロ法により試料内部における X 線のエネルギー損失過程についての計算を進めており、それに基づく効率計算なども報告する予定である。

参考文献

[1] 吉井他、日本原子力学会　2019 年春の年会，水戸 (2019).

*Kenji Yoshii[1], Tatsuo Fukuda[1], Hajime Tanida[1], Hideaki Shiwaku[1], Junichiro Kamiya [1], Yuichi Yamazaki [2], Takahiro Makino[2], Takeshi Ohshima [2], and Tsuyoshi Yaita [1]

[1]JAEA, [2]QST

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

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:05 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[1A08-12] Vitrification 1

Chair:Hinai Hiroshi(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1A08] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(68)A basic research on the applicability of iron phosphate glass for low-level radioactive waste - result and evaluation of fused glass solidification with nuclides contamination -

*Fuminori Sato[1], Masahiro Mouri[2], Tsuyoshi Arai[2], Yasuo Saito[1] (1. JAEA, 2. Shibaura Inst. of Tech.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1A09] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(69)Study of plasma melting vitrification of incineration ash vitrified by electric furnace

*Kouichi Ikeda[1], Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1A10] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(70)Vitrification property of HLW adsorption glass

*Hirohide Kofuji[1], Yasunori Miyazaki[1], Sou Watanabe[1], Ichiro Goto[1], Masayuki Takeuchi[1], Koichi Ohyama[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1A11] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(71)Preparation and characterization of simulated waste borosilicate glasses including phosphorus

*Takayuki Nagai[1], Kennichi Sasage[1], Takehiko Inose[2], Seiichi Sato[2], Kiyoshi Hatakeyama[3] (1. JAEA, 2. Inspection Development Co., 3. E&E Techno Service Co.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1A12] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(72)Local structure analysis for simulated waste borosilicate glasses including phosphorus

*Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Kenichi Sasage[1], Takayuki Nagai[1] (1. JAEA)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（68）低放射性廃棄物に対する鉄リン酸ガラスの適用性に関する基礎研究
-夾雑元素を含む溶融ガラス化試験 結果及び評価-

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(68) A Basic research on the applicability of iron phosphate glass for low-level radioactive waste

- Result and evaluation of fused glass solidification with nuclides contamination -

*佐藤 史紀[1]，毛利 雅裕[2]，新井 剛[2]，齋藤 恭央[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]芝浦工業大学

再処理施設から発生する低放射性廃液の固化処理方法として、廃液中のリンを固化体の骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目し、夾雑元素を含む廃液の溶融ガラス化試験を行うと共に、結果を評価した。

キーワード：鉄リン酸ガラス，放射性廃棄物，夾雑元素，ガラス固化，溶融ガラス化

1. 緒言

低放射性廃液の処理は、従来、セメント固化を用いることが検討されているが、リン酸イオン等が多く含まれる廃液の処理には、セメントの凝固反応の阻害による充填率の低下等の課題があった。これまで、本研究では、廃液中のリンを固化体骨格に利用可能な鉄リン酸ガラスに着目し、模擬廃液を用いた溶融ガラス化試験を行って、処理可能であることを示してきた[1 - 4]。今回、低放射性廃液に含まれる夾雑元素を考慮した溶融ガラス化試験を実施したため、試験結果の概要と、基盤研究で共通とした評価項目に対する評価結果について、まとめて報告する。

2. 溶融ガラス化試験(右図参照)

低放射性廃液の分析結果を参考に模擬廃棄物の組成を設定した上で[5]、溶融ガラス化試験を実施した。試験の結果、夾雑元素を考慮しても、低放射性廃液は溶融ガラス化が可能であることが分かった。

3. 試験結果の評価(右表参照)

基盤研究で共通の項目について評価した結果、廃棄物充填率、密度(常温)、化学的安定性については､既存の廃棄体(セメント固化体)を超える性能を有していた。一方、浸食挙動の観点で、一般的な金属材料(NCF690、SUS304)を適用することが難しいこと、均質性(ガラス化)の観点で、溶融ガラスの冷却速度が遅い場合に固化後のガラスが不均質となることが明らかとなった。

[mol/mol-Fe]



図 夾雑元素を含む模擬廃棄物の組成

（実際に導入した夾雑元素は、毒性、放射性等を踏まえ一部を省略）

表 夾雑元素を含む溶融ガラス化試験の評価結果

項目			基準値※ L2 廃棄物 / L3 廃棄物	基準値※ L1 廃棄物 / TRU 廃棄物	評価結果	備考
減容性	廃棄物充填率		－		38wt%	セメント固化体の場合、16wt%
	密度(常温)		－		3.08g/cm³	セメント固化体の場合、1.9g/cm³
	揮発率	ガラス成分	目標組成に対して成分の著しい減少が無いこと		最大 6%(リン)	
		対象元素	－		－	
操業性	溶融温度		1100℃		1100℃(3 時間以上)	
	溶融ガラス物性	粘度	10 ～ 150poise(1100℃)		88poise	
		導電率	0.2～0.7S/cm		0.19S/cm(850℃)	溶融温度(1100℃)では基準値内と予想
		密度	－		－	
		比熱	－		－	
		熱伝導率	－		－	
	浸食挙動	レンガ	腐食の有無を確認し、必要な適用できる溶融炉の種類や運転方法を評価する		腐食無し(12 時間)	より長時間の試験による確認が必要
		金属			最大 6.72mm 減肉 (12 時間)	一般的な材料(SUS 等)は適用が困難
廃棄体の安定性	化学的安定性	短期試験	－	＜2g/m²（参考値）	最大 1.77g/m²d(Na)	
		中・長期試験	初期溶解速度を取得し、相対的に評価		最大 7.3g/m²d(Na)	高レベル廃液のホウケイ酸ガラス固化体と同等
	均質性(ガラス化)		結晶が無く均質であること 但し、結晶物が存在する場合、結晶凝集物の局所的な偏りが無く、均質な状態であること		降温速度が遅い場合 (1℃/分)に結晶が析出	降温速度を制御するための検討が必要
	結晶化		冷却後に水溶性の結晶物の発生がないこと		水溶性の結晶物無し	
	固化体物性	熱容量	－		－	
		熱伝導率	－		－	
		熱膨張係数	－		－	
		機械強度	－		－	

※基準値については、本基盤研究事業で独自に設定

[1] 石井他, 2015 年秋の年会 F52　[2] 石井他, 2016 年春の年会 3I07　[3] 茶木他, 2016 年秋の年会 1E14　[4] 毛利他, 2018 年秋の年会 1G15　[5] 佐藤他, 2017 年秋の年会 2A06

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Fuminori Sato[1], Masahiro Mouri[2], Tsuyoshi Arai[2] and Yasuo Saito[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Shibaura Institute of Technology

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(69) 電気炉でガラス固化した模擬焼却灰のプラズマ溶融ガラス化の検討

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(69) Study of plasma melting vitrification of incineration ash vitrified by electric furnace

*池田 弘一[1], 塚田 毅志[1]
[1](一財)電力中央研究所

電気炉で溶融ガラス化が確認された、軽水炉由来の性状に近い模擬焼却灰と開発したガラス原料の混合物を対象として、既設のプラズマ溶融炉による溶融ガラス化試験を実施した。溶融固化体は、短時間で目標組成に近いガラスに作製されることを確認した。

キーワード：低レベル放射性廃棄物、プラズマ、溶融、ガラス、焼却灰

1．緒言　多様な低レベル放射性廃棄物の溶融ガラス化を検討するにあたり、適切な溶融炉を選択することが必要である。これまでに軽水炉から発生する可燃性運転廃棄物を焼却した灰に応じたガラス原料を開発し、電気炉による模擬焼却灰の溶融ガラス化を実施した[1]。本報告は、成分組成および質量を同じに揃えた試料をプラズマ溶融炉で処理した場合の溶融固化体の特性や炉の運転状況を検討した。

2．実験方法　空気雰囲気のプラズマ溶融炉に設置した黒鉛坩堝にベースガラス 3.5kg を投入して溶湯を形成した後、都市ゴミ焼却灰、酸化物の試薬およびコールドトレーサーを混合した模擬焼却灰 1.5kg と、開発したガラス原料 2kg をそれぞれ追加投入して､完全に試料が溶融してから坩堝内で自然冷却させて固化した。模擬焼却灰およびガラス原料のそれぞれの投入量は、溶融固化体の成分組成がベースガラスのそれと同一になるように決定した。

3．実験結果　プラズマ溶融炉の溶湯温度は 1400℃程度で、電気炉に比べて 300℃前後の高温であった。炉の運転開始から試験終了までの処理時間は、電気炉に比べて 1/4 程度に短縮され、加熱の立上げや処理速度が速いプラズマの長所が確認された。

ベースガラスおよび溶融固化体の成分組成の一例を表 1 に示す。沸点の低い成分が一部揮発したものの、目標のベースガラスの成分組成に近い溶融固化体が得られることが確認された。

溶融固化体の外観や XRD スペクトルからガラス化しており（図 1）、PCT-A 試験法（ASTM C1285-02）に準拠した短期の溶出試験から算出した規格化浸出量は米国 WTP ガラス固化体の制限値 2.0 g/m2 未満を十分下回っており（図 2）、良好なガラス固化体が得られた。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

表 1　ベースガラスおよび溶融固化体の成分組成

成分　[wt%]	B_2O_3	CoO	Cs_2O	Li_2O	Na_2O	Nd_2O_3	SiO_2	SrO
ベースガラス	14.65	0.44	0.44	4.72	9.79	0.44	30.31	0.44
溶融固化体	14.01	0.34	0.04	3.16	9.22	0.49	34.90	0.42

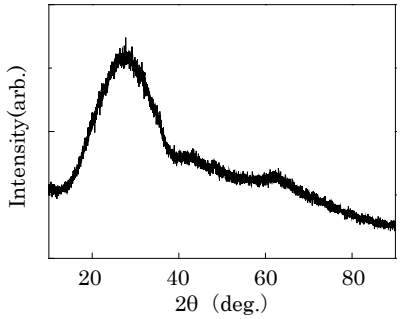


図 1　溶融固化体の XRD スペクトル

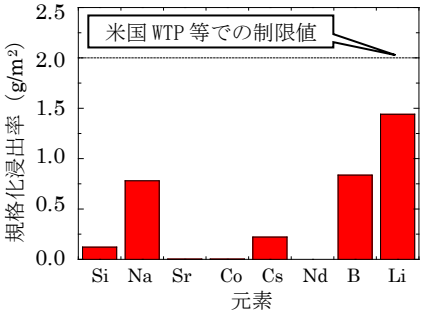


図 2　溶融固化体の規格化浸出率

参考文献
[1]田尻他, 2019 年春の年会 3B09

* Kouichi Ikeda[1] and Takeshi Tsukada[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(70)高レベル廃棄物吸着ガラスのガラス固化特性

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(70) Vitrification property of HLW adsorption glass

*小藤 博英[1]，宮﨑 康典[1]，渡部 創[1]，後藤 一郎[1]，大山 孝一[1]，竹内 正行[1]

[1]日本原子力研究開発機構

抽出クロマトグラフィによる MA 分離操作において，HDEHP 含浸吸着材による Mo，Zr の事前除去を検討している。HDEHP 吸着材を用いる場合，吸着材の膨潤によるカラムの圧力損失上昇が課題となっていたが、大粒径の多孔質シリカ担体の使用によりカラム内圧制御の見通しを得た。本研究ではこのようなシリカ粒子を担体とした使用済吸着材のガラス化及びガラス固化体の化学的安定性に与える影響を評価した。

キーワード：抽出クロマトグラフィ，マイナーアクチニド，吸着材，ガラス固化

1. 緒言

高レベル放射性廃液からマイナーアクチニド(MA)を分離する手法の一つとして抽出クロマトグラフィ法が研究されており [1]，カラムには廃棄物核種に対して選択的吸着性を有する抽出剤を含浸させた多孔質シリカ粒子を用いている。本手法では抽出剤の希釈剤が不要であることや，抽出剤の保持担体である多孔質シリカをガラス固化原料の一部として利用できることにより，溶媒抽出法に比して 2 次廃棄物の発生量の低減が期待される。実際のカラム操作においては，希土類(RE)や MA を回収するための CMPO (n-octyl(phenyl)-N,N-diisobutyl carbamoylmethylphosphine oxide)含浸吸着材に廃液中の Mo や Zr が優先的に吸着し，他の廃棄物元素の吸着分離を阻害することから，これらの元素に選択的吸着性を有する HDEHP (di-(2-ethylhexyl) phosphoric acid) を含浸させた吸着材による事前除去を検討している。この場合，吸着材の膨潤によるカラムの圧力損失増大が顕著であるため，大粒径で空隙率が高い多孔質シリカ担体の採用を検討しているものの，シリカ粒径増大によるガラス化溶融への影響が懸念されることから，本研究において大粒径多孔質シリカを調製し，カラム操作後のガラス化状況を評価した。

2. 実験

噴霧乾燥法及び液柱振動切断法にて粒径がそれぞれ約 60μm 及び約 2mm の多孔質シリカ粒子を製造し，これらを担体とした HDEHP 吸着材を調製した。模擬高レベル放射性廃液に約 3 時間浸漬した後，溶離，洗浄，乾燥させて模擬使用済吸着材（Mo，Zr は残留）を得た。600℃での無機化の後，B_2O_3,や Na_2O 等の酸化物を添加し，標準的なガラス原料組成とした。約 1200℃でガラス化溶融した後，得られたガラス試料の XRD による結晶発生状況の確認及び元素の規格化浸出速度評価による化学的安定性評価を行った。

3. 結果と考察

図 1 に示した様に，粒径 2mm のガラス化試料では，粒径 60μm のガラス化試料に比して不均質であり，ガラス試料にはクラックが生じた。規格化浸出速度については，粒径 2mm の試料ではクラックが無いものとして評価したところ，各元素の規格化浸出速度は増大したものの，標準試料と遜色ない安定性を示した。XRD 分析では双方に Mo や Zr のリン酸塩結晶が検出されたが，これらは不溶性であり化学的安定性への影響は限定的である。従って，ガラス化溶融前に粉砕等により細粒化を十分行うことにより安定なガラス試料が得られると見込まれる。

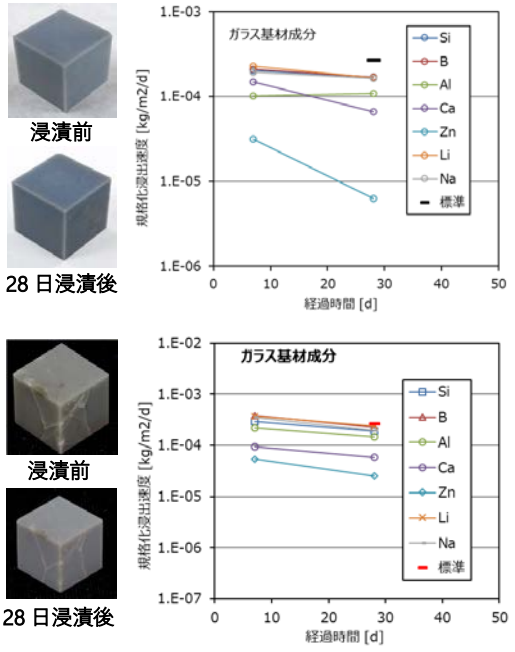


図 1　ガラス固化試料の浸出試験結果
上：粒径 50μm 程度の多孔質シリカ使用
下：粒径 2mm 程度の多孔質シリカ使用

参考文献

[1] Sou Watanabe et al., "Extraction Chromatography Experiments on Repeated Operation using Engineering Scale Column System ", Energy Procedia 7 (2011) 449–453.

*Hirohide Kofuji[1], Yasunori Miyazaki[1], Sou Watanabe[1], Ichiro Goto[1], Koichi Ohyama[1], Masayuki Takeuchi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

※本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 29,30 年度 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である。

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（71）模擬廃棄物含有リン添加ホウケイ酸ガラスの作製及び特性評価

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(71) Preparation and characterization of simulated waste borosilicate glasses including phosphorus

*永井 崇之[1]，捧　賢一[1]，猪瀬 毅彦[2]，佐藤 誠一[2]，畠山 清司[3]

[1]JAEA，[2]検査開発，[3]E&E テクノサービス

P添加ガラス原料に模擬廃液を混合溶融して模擬廃棄物ガラスを作製し，浸出試験による長期化学的安定性を評価した結果，Mo溶出を抑える効果があることを確認した．また，ガラス徐冷時の結晶化挙動等を評価した結果，P添加ガラスの結晶化挙動は現行ガラス組成と同等であることを確認した．

キーワード：ガラス固化，ホウケイ酸ガラス，リン添加模擬廃棄物ガラス，浸出試験

1. 緒言　現行ガラス原料のマトリックス改良として，P_2O_5を添加した効果を評価した．予め調製したP添加ガラス原料へ模擬廃液を混合溶融して模擬廃棄物ガラスを作製し，既存のガラス固化体中の核種浸出挙動[1]を参考に，浸出試験による長期化学的安定性，溶融からの徐冷条件による結晶化挙動等を評価した．

2. 実験　Si/B比やP_2O_5添加量をパラメータに，粉末試薬(SiO_2,H_3BO_3,Na_2CO_3,Na_2HPO_4等)を1150℃で溶融し，**表１**に示すP添加ガラス原料D2-N4，比較原料D2-N4及び現行組成PF798-N4を調製した．カレット状に粉砕したガラス原料へNaを除く廃棄物成分が26wt%(酸化物換算)となるよう模擬廃液を混合し脱硝した後，1150℃で2.5 h溶融して模擬廃棄物ガラスを作製した．浸出試験は，作製した模擬廃棄物ガラスを用いて**表２**に示すMCC-1及びPCT-A法で実施し，浸出液のpH変化や溶出元素濃度を評価した．結晶化挙動試験は，**表１**のガラス原料と模擬廃液乾固物を模擬廃棄物ガラス組成となるよう混合し，Ptライニング坩堝に入れて加熱溶融後、急冷と徐冷の2条件で冷却した試料をXRD等で評価した．急冷試料は1200℃の溶融状態から室温環境に取り出し，徐冷試料は1200℃から1℃/minで降温冷却した．

表１　ガラス原料組成（wt%）

	D2-N4	D1-N4	PF798-N4
SiO_2	46.30	47.31	59.78
B_2O_3	23.17	23.66	18.23
P_2O_5	1.73	—	—
Al_2O_3	13.24	13.47	6.43
CaO	3.84	3.84	3.84
ZnO	3.84	3.84	3.84
Li_2O	3.84	3.84	3.84
Na_2O	4.04	4.04	4.04

表２　浸出試験条件

	Stage-I	Stage-II	Stage-III
方法	MCC-1 10mm 立方体	PCT-A 75-150μm 粉	PCT-A 75-150μm 粉
期間	～4 日	～147 日	～91 日
浸出液 **(設定値)**	KCl-KOH (pH=9)	KCl (pH=7)	KCl-KOH (pH=11)
S/V 比	10 m^{-1}	10000 m^{-1}	10000 m^{-1}
温度	90±2℃	90±2℃	90±2℃

3. 結果　浸出試験の結果，いずれの Stage も試験後の浸出液の pH に変化はなかった．浸出液への元素の溶出状況は，P 添加ガラス原料 D2-N4 から作製した模擬廃棄物ガラスが，固化体の浸出初期に相当する Stage-I で他試料より高い Si, Na, B, Mo 等の溶出量を示した．一方，処分後に一定期間が経過し固化体表面の Si-OH 層形成等が予想される Stage-II や Stage-III では，この模擬廃棄物ガラスからの Si, Na, B の溶出量は他試料より高いものの，Mo の溶出量は低い値を示した．このことから，P 添加ガラス原料を用いて作製したガラス固化体は，処分環境で Mo 溶出を抑制する効果が期待できる．また，結晶化挙動試験の結果，P 添加ガラスと現行組成における結晶化物生成に差は見られず，P 添加ガラスの特性は現行組成と同等と考えられる．

参考文献　**[1]** A. Jiricka, J. D. Vienna, P. Hrma, D. M. Strachan, *Journal of Non-crystalline solids*, **292** (2001) 25-43.

本報告は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である．

* Takayuki Nagai[1], Kennichi Sasage[1], Takehiko Inose[2], Seiichi Sato[2] and Kiyoshi Hatakeyama[3]

[1]JAEA, [2] Inspection Development Co. , [3]E&E Techno Service Co.

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（72）模擬廃棄物含有リン添加ホウケイ酸ガラスの局所構造解析

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(72) Local structure analysis of simulated waste borosililcate glassed including phosphorus

*岡本 芳浩[1]，塩飽 秀啓[1]，捧 賢一[1]，永井 崇之[1]

[1]原子力機構

P 添加ガラス原料に模擬廃液を混合溶融したガラス固化試料を調製し、放射光による X 線吸収微細構造を利用した局所構造解析を実施した。廃棄物充填量の増加により酸化性が高まり、P 添加量を増やすと還元性が高まって相殺されることが明らかになった。

キーワード：ガラス固化，ホウケイ酸ガラス，X 線吸収微細構造，放射光

1. 緒言　現行のガラス原料マトリックスの改良として、P_2O_5 を添加したガラス固化試料を調製し、その構成元素の局所構造解析を放射光 XAFS 及びイメージング XAFS を駆使して行った。

2. 実験　Si/B 比や P_2O_5 添加量をパラメータとした特性評価（前講演(71)）で使用された試料を、XAFS 実験の対象とした。試料は、X 線吸収端のエネルギーに対応させるよう、厚さ 1 ㎜及び 2 ㎜の板状に切り出したものを用いた。放射光実験は、大型放射光施設 SPring-8 の BL22XU 及び高エネルギー加速器研究機構放射光実験施設 BL-27B において、Mn、Fe、Zn、Sr、Zr、Mo、Ru、Pd、Ce 及び Nd を対象に XAFS 測定を、Zr、Mo、Ru、Rh 及び Pd を対象にイメージング XAFS 測定を実施した。

3. 結果　これまでの XAFS 分析[1]から、P 添加により還元性が高まることが分かっている。それに引き続き実施した系統的な XAFS 分析の中で、Rh 及び Ce は、P 添加量及び廃棄物充填量のいずれにおいても、明確な酸化還元変化を示した。Rh では、P 添加により RhO_2 の割合が減り、Rh 金属が増加した。Ce はホウケイ酸ガラス中では３価と４価が混在するが、P 添加より３価の割合が高くなった。一方で、廃棄物充填量を増やすと４価の割合が高くなる。図１に、それらの値の変化を示すが、P 添加量による還元性、廃棄物充填量による酸化性が、D1-N4-26W 試料（リン添加無しの廃棄物 26wt%）と D2-N4-30W 試料（リン添加の廃棄物 30wt%）の間でほぼ相殺されていることが分かる。

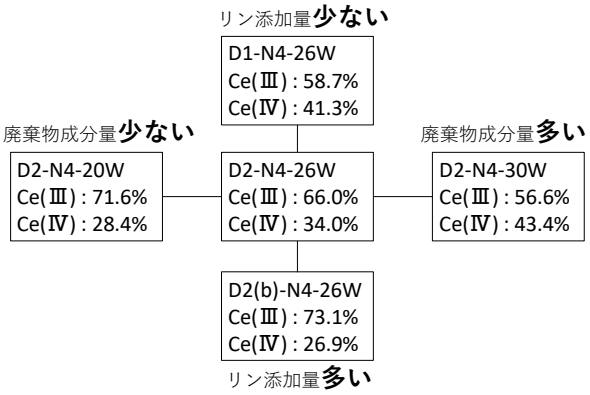


図１　模擬廃棄物含有リン添加ホウケイ酸ガラス試料中 Ce 元素の酸化還元状態変化

Zn 及び Zr は、廃棄物充填量により局所構造秩序の上昇を示したが、P 添加量による変化は認められなかった。残りの Fe、Sr、Mo、Ru、Pd 及び Nd は、P 添加量及び廃棄物充填量のいずれにおいても明瞭な変化を認めなかった。イメージング XAFS 分析の結果では、P 添加による還元性から、Rh の化学形が金属である割合が増えた結果、従来の強い Ru-Rh 相関（酸化物由来）に加えて、Rh-Pd 相関（金属由来）が、これらの元素の分布において認められるようになった。

参考文献　[1] 岡本ら、日本原子力学会 2018 年秋の大会 2G19（2018 年 9 月、岡山大学）

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Kennichi Ssasage[1] and Takayuki Nagai[1]1JAEA

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

Wed. Sep 11, 2019 4:05 PM - 5:25 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[1A13-17] Vitrification 2

Chair:Tomoyuki Sone(JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1A13] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(73)Effect of Na reduction from high-level liquid waste on prevention of yellow-phase generation

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

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1A14] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(74)Effect of contact between glass and calcined material on the crystal form of ruthenium oxide

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

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1A15] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(75)Development of vitrification technology for low level radioactive waste

*Toshiro Oniki[1], Yasutomo Tajiri[1], Toshiki Fukui[1], Takeshi Tsukada[2], Hiroki Iwabuchi[3] (1. IHI, 2. CRIEPI, 3. JAEA)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1A16] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(76)Development of vitrification technology for High level radioactive waste

*kohei oowaku[1], Norio KANEHIRA[1], Takeshi HOSHINO[1], Toshiki FUKUI [2], Hiroki IWABUCHI[3], Takeshi TSUKADA[4] (1. JNFL, 2. IHI, 3. JAEA, 4. CRIEPI)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1A17] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(77)Research plan since 2019

*Takahiro ISHIO[1], Norio KANEHIRA[1], Takeshi HOSHINO[1], Toshiki FUKUI[2], Masayuki TAKEUCHI[3], Yoshihiro OKAMOTO[3], Takeshi TSUKADA[4] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. IHI Corporation, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. Central Research Institute of Electric Power Industry)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(73) 高レベル放射性廃液中の Na 濃度低減によるイエローフェーズ生成抑制効果

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(73) Effect of Na reduction from high-level liquid waste on prevention of yellow-phase generation

*宇留賀 和義[1]，宇佐見 剛[1]，塚田 毅志[1]
[1]電力中央研究所

模擬高レベル放射性廃液中の Na 濃度とイエローフェーズ(YP)生成量の関係を調べた結果，Na 濃度を低減させた場合に YP 生成量が減少することがわかった。廃液中 Na 濃度の低減分を原料ガラス側にあらかじめ添加しておけば，作製するガラス固化体の組成を変化させずに YP の生成抑制が可能である。
キーワード：高レベル放射性廃液，ガラス固化，イエローフェーズ

1. 緒言

ガラス固化体への廃棄物充填率を増加させるためには，イエローフェーズ(YP)といわれる析出相(主成分：Na_2MoO_4)の形成を抑制する必要がある。本研究ではこれまでに，廃液に含まれる Na を仮焼層中で迅速に原料ガラスへ溶解させることにより，YP の形成が抑制できることを明らかとした [1,2]。既往研究では原料ガラスを微粒化することで Na の溶解を促進した。本研究では別のアプローチとして，廃液に含まれる Na 量を低減し，原料ガラスへの Na 移行量自体を減少させることで，YP の抑制が可能か検討した。この場合，廃液中の Na 減少分を原料ガラスにあらかじめ添加しておけば，最終的に生成するガラス固化体組成が従来組成と変わらないため，実機への迅速な適用も見込める。そこで試験では，Na 濃度の異なる複数の模擬廃液およびそれらに対応した原料ガラスを準備し，生成するガラス固化体が同組成となる条件下で，るつぼ試験および小型ガラス溶融炉試験を行い，廃液中 Na 濃度と YP 生成量の関係を調べた。

2. 試験方法

含有 27 元素のうち，Na 濃度のみを 5.2－29.5 g/L の間で変化させた模擬廃液を 6 種類作製した。生成するガラス固化体の Na 濃度がいずれも 10wt%で統一されるように，各廃液に対応する Na 濃度に調整された原料ガラスも 6 種類作製した。廃棄物充填率が 25wt%となる混合比で，それぞれの廃液と原料ガラスのペアをアルミナるつぼに入れ，ホットプレート上で廃液を蒸発乾固させた後，800℃の電気炉に入れて 30 分保持，さらに 1000℃まで昇温して 30 分保持する加熱を行った。加熱後の試料に含まれる YP 量を分析した。次に，Na 濃度が 17.7 および 27.2 g/L の 2 種類の廃液と，それらに対応する原料ガラスをそれぞれ小型ガラス溶融炉 [1]に供給する試験を行った。廃棄物充填率を 25 から 29wt%まで 1wt%ずつ増加させ，各充填率で作製したガラス固化体中の YP 量を定量した。

3. 試験結果

図 1 にるつぼ試験で得られた廃液中の Na 濃度と YP 生成割合の関係を示す。ここで YP 形成割合は，投入した Mo 量に対し YP を形成した Mo 量の割合を示す。この図より，廃液中の Na 濃度が減少することで，YP 生成量を低減できることがわかった。また，Na 濃度がゼロに近づくにつれて低減効果が大きくなる傾向が示唆された。小型炉試験で得られた廃棄物充填率と YP 生成割合の関係を図 2 に示す。廃棄物充填率が低い領域では YP 生成割合に大きな差は生じなかったが，これは先のるつぼ試験と整合する結果といえる。一方で，充填率が高い領域においては，廃液中 Na 濃度が高い場合には，廃棄物充填率の増加に対し YP 生成割合が顕著に増加したのに対し，Na 濃度が低い場合には増加が緩やかあるいは充填率にほとんど依存しない傾向が見られ，小型炉試験からも Na 濃度の低減が有効であることが示された。

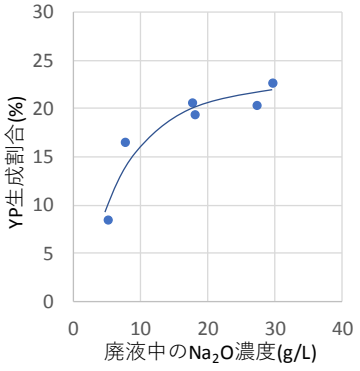


図 1 廃液中 Na 濃度依存性

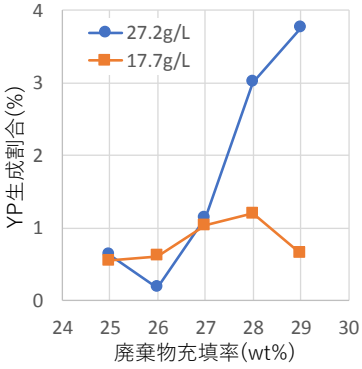


図 2 廃棄物充填率依存性

1) 宇留賀他，原子力学会 2017 年秋の大会, 2A12.
2) Uruga et al., “Generation mechanism and prevention method of secondary molybdate phase during vitrification of PUREX wastes in liquid-fed ceramic melter,” J. Nucl. Sci. Technol. (投稿中)

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である。

* Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1], Takeshi Tsukada[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(74) ガラスと仮焼物の接触状態と Ru の結晶形状

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(74) Effect of contact between glass and calcined material on the crystal form of ruthenium oxide

*宇佐見 剛[1]，宇留賀 和義[1]，塚田 毅志[1]
[1]電中研

Na と Ru を含む仮焼物とガラスを、接触状態を変えながら加熱して生成物を観察した。仮焼物とガラスの接触面積が小さい場合には RuO_2 は針状結晶となったが、接触面積が大きい場合には微粉末または不定形となった。

キーワード：高レベル廃液、ガラス固化、仮焼層、白金族元素

1. 緒言

高レベル廃液のガラス固化体に含まれる RuO_2 は沈降・堆積すると通電や流下の障害となる。Na と Ru の硝酸塩を加熱すると針状の複合酸化物が生成し、この複合酸化物の中の Na がガラスに吸収されると針状の RuO_2 が生成することは示されているが[1]、RuO_2 の形状は昇温速度など他の要素の影響も受けると考えられた。そこでガラスと仮焼物の接触状態を変化させて、生成物の形状と化学形態を観察した。

2. 実験

Ru と Na の硝酸塩はモル比 1:3 で混合して均質な溶液とし、500℃のホットプレートで仮焼したのち粉体化した。この仮焼物を①そのまま、②粉体化したガラスとよく混ぜて、③予め溶融し表面を平滑にしたガラスに載せて、加熱に伴う化学形態の変化を XRD で、形状の変化を光学顕微鏡でその場観察した。

3. 結果・考察

Ru と Na の仮焼物をそのまま加熱すると既報の通りに針状結晶が生成し、同じ温度における XRD では $Na_{27}Ru_{14}O_{48}$ という複合酸化物が観察されたが、ライブラリで同定できない回折ピークも存在した。RuO_2 の回折ピークは複合酸化物等のピークの出現に伴って 625℃で消滅し、900℃までの加熱で再出現しなかった。仮焼物を粉末ガラスと混ぜて加熱した場合、XRD で観察されたピークは原料の $NaNO_3$, RuO_2 と試料皿のみで、複合酸化物は見られなかった。光学顕微鏡観察でも複合酸化物や RuO_2 の針状結晶は見られず、Ru を含む固相は最後まで原料と同じ粉末または不定形だった(図 1 左)。これに対し平滑なガラスに仮焼物を載せて加熱した試験では、図 2 に示す通り約 500℃から RuO_2 の回折ピークが低下して複合酸化物 $NaRuO_2$ のピークが増大し、約 570℃以降は複合酸化物が減少して RuO_2 のピークが再び増大した。光学顕微鏡観察では 557℃から 609℃の間で針状結晶の成長が観察された(図 1 右)。これらの観察結果から、ガラスと仮焼物の接触面積が大きい条件では Na_2O がガラスに吸収されて Ru が複合酸化物を形成せず微粒子のままとなるのに対し、接触面積が小さい場合には Ru が複合酸化物を経て針状結晶となることが明らかとなった。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

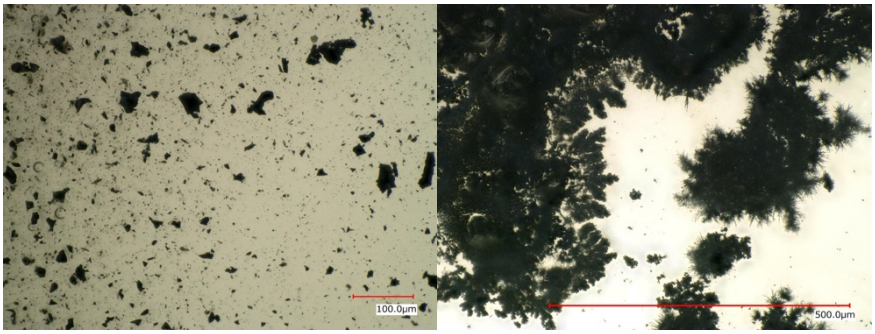


図 1　Ru 化合物(左：粉末ガラスと混ぜて、右：平滑ガラスに載せて加熱)

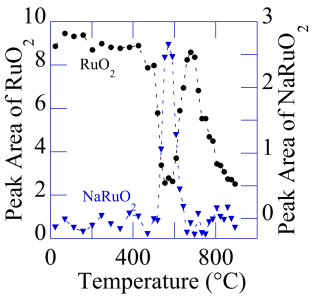


図 2 XRD のピーク面積変化

参考文献

[1] 宇佐見ほか、日本原子力学会「2017 年秋の大会」2A13

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

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（７５）低レベル廃棄物に対する溶融ガラス化の検討

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(75) Development of vitrification technology for low level radioactive waste

*鬼木 俊郎[1]，田尻 康智[1]，福井 寿樹[1]，塚田 毅志[2]，巖渕 弘樹[3]
[1]株式会社 IHI, [2]電力中央研究所, [3]日本原子力研究開発機構

原子力発電所や再処理施設から発生する低レベル廃棄物を対象として、安定化に優れ、かつ減容化も可能な廃棄体とするためのガラス固化技術について検討した。検討した組成に対して、廃棄物充填率や耐水性等ガラスの基本特性や廃棄物を連続供給した場合のガラス化状態の確認等による評価を実施した。

本発表では、「放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」で実施した低レベル放射性廃棄物の溶融ガラス化技術の加発の成果について示した。

キーワード：放射性廃棄物処理、低レベル放射性廃棄物、ガラス固化、ガラス

1. 緒言

低レベル廃棄物は、放射能レベル、組成等が多種多様であり、焼却、圧縮、セメント固化が一般的に用いられているが、放射能レベルの高いものが存在するとともに、廃棄物中にガラス形成成分と成り得る成分を多く含む廃棄物が多数存在する。そのため、廃棄物自体に含まれる成分をガラス形成成分とすることで、添加物を最小限に抑えて「減容性」を確保するとともに、「操業性（流下性等）」および「廃棄体の安定性」を調整できるガラス固化方法（本研究では、溶融ガラス化と称す）を検討した。本研究では、廃棄物の特徴に応じたガラス組成を検討し、廃棄物充填率や耐水性等ガラスの基本特性を評価するとともに、廃棄物を連続供給した場合のガラス化状態の確認による評価を実施した。

2. 試験及び結果

溶融ガラス化の適用効果が期待される廃棄物を調査し、イオン交換樹脂、焼却灰等の対象廃棄物を選定した。さらに、産業界のガラスデータベースによる物性検討結果も踏まえて、目標の物性・特性を満足しつつ、ガラス化可能なガラス組成をるつぼ規模の試験にて検討した。また、樹脂等の廃棄物の物理形態を模擬した模擬廃棄物を用いた連続供給試験を実施し、連続的なガラス化の可否や、安定的にガラス化するために必要な運転制御技術の検討を実施した。また、代表的な廃棄物に対して、低レベル廃棄物をガラス固化する場合のプロセス等の検討を行った。

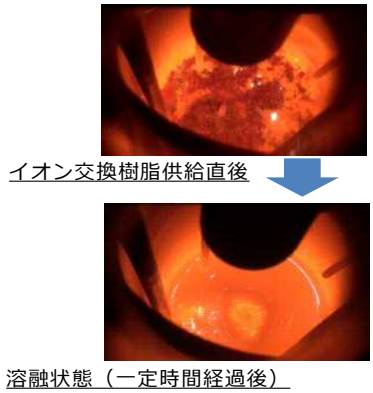


図１　イオン交換樹脂の
連続供給試験の様子

3. 結論

原子力発電所や再処理施設から発生する低レベル廃棄物を対象として、安定化に優れ、かつ減容化も可能な廃棄体とするためのガラス固化技術について検討した。選定した対象廃棄物に対して、廃棄物に応じたガラス組成の設定、連続処理試験、運転制御方法の検討等を行い、本技術の適用性について確認した。

本研究は、平成 26 年度～30 年度に実施した経済産業省資源エネルギー庁「次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」（平成 29 年度以降は「放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」）の成果の一部である。

[1*] Toshiro Oniki[1], Yasutomo Tajiri[1], Tshiki Fukui[1], Takeshi Tsukada[2], Hiroki Iwabuchi[3]
[1] IHI Corporation, [2] Central Research Institute of Electric Power Industry, [3] Japan Atomic Energy Agency

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(76) 高レベル廃液のガラス固化技術の高度化

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(76) Development of vitrification technology for High level radioactive waste

*大和久 耕平[1]，兼平 憲男[1]，星野 剛[1]，福井 寿樹[2]，巖渕 弘樹[3]，塚田 毅志[4]

[1]日本原燃，[2]株式会社 IHI，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

資源エネルギー庁委託事業「放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」において高レベル放射性廃棄物の高充填化を目的としたガラス組成の開発・評価を行った。開発の成果として現行組成に比べ、一定の安定性（耐水性）を確保しつつ、廃棄物充填率が高い候補ガラス組成範囲を選定した。

キーワード：1.ガラス固化、2.放射性廃棄物

1. 緒言

より多くの高レベル放射性廃棄物を安定的に取り込むことの出来るガラス素材の開発においては、廃棄物の高充填化に伴い Mo を主成分とするイエローフェーズの発生、結晶性物質の析出および化学的耐久性の悪化が懸念される。また、ガラスの基本的物性が変化するとガラス溶融炉の安定運転が行えなくなる可能性がある。このため、ガラス素材の開発にあたっては、廃棄物充填率、浸出特性といったガラス固化体の性能と運転性の双方に着目する必要がある。

本研究では六ヶ所再処理工場で用いられているホウケイ酸ガラスをベースとして改良ホウケイ酸ガラス、V 添加ホウケイ酸ガラスおよび P 添加ホウケイ酸ガラス「以下、改良ガラス」を組成探索の対象とした。改良ガラス組成を MoO_3 の溶解度、耐水性および基本的物性の観点で絞込み、候補組成範囲を選定した。本発表では改良ホウケイ酸ガラスを中心に 5 ヵ年の事業で得られた成果を報告する。

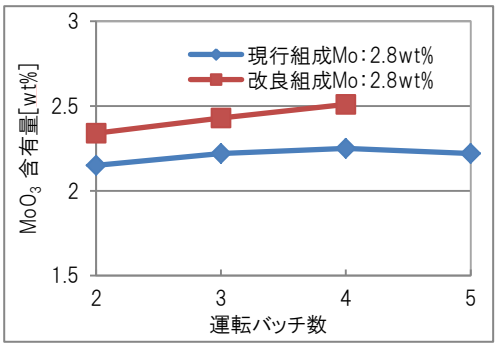


図 1 現行組成と改良組成の MoO_3 含有量比較

2. 試験および結果

るつぼ試験から改良ガラスの組成変化が MoO_3 の溶解度、耐水性および基本的物性に与える影響を調査・評価し、組成探索の方向性を検討した。諸特性が基準を超えるものに対してさらに詳細な物性を取得するとともに小型炉を用いた運転確認試験を行い、中長期の化学的安定性およびガラス溶融炉に与える影響について評価した。組成探索の結果、MoO_3 の溶解度等の基準を満足する候補組成範囲を選定した。改良ガラスに対し、熱力学計算や構造解析といった手法を用いた MoO_3 の溶解度向上のメカニズム解明を行った。

3. 結論

高レベル放射性廃棄物の高充填化を目標に改良ガラス組成の探索を行い MoO_3 の溶解度等の基準を満足する候補組成範囲を選定した。また、改良ガラス組成の MoO_3 の溶解度向上メカニズムを構造解析等の手法を用いて探索し、MoO_3 の溶解度向上に資すると考えられる要素を得た。

本研究は、平成 26 年度～30 年度に実施した経済産業省資源エネルギー庁「次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」（平成 29 年度以降は「放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」）の成果の一部である。

*Kohei Oowaku[1], Norio Kanehira[1], Takeshi Hoshino[1], Toshiki Fukui [2] , Hiroki Iwabuchi [3]and Takeshi Tsukada[4]

[1]JNFL, [2]IHI, [3]JAEA , [4]CRIEPI

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(77) 2019 年以降の研究計画

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(77) Research plan since 2019

*石尾 貴宏[1]，兼平 憲男[1]，星野 剛[1]，福井 俊樹[2]，竹内 正行[3]，岡本 芳浩[3]，塚田 毅志[4]

[1]日本原燃，[2]IHI，[3]原子力機構，[4]電力中央研究所

我々は、これまでに低レベル廃棄物に対応したガラス固化技術の確立と高レベル廃液ガラス固化技術の高度化の技術開発を行い、基盤技術整備を行ってきた。一方、核燃料サイクルの推進により将来高燃焼度燃料や MOX 燃料の再処理が行われることが考えられ、これらに伴う高レベル放射性廃棄物が発生することとなり、処理・処分方法も含めた更なる技術開発が必要となる。そこで、2019 年度以降はこれまでの基盤研究での成果を活用し、高燃焼度燃料や MOX 燃料の再処理に伴い発生するガラス固化技術の基盤整備を行う。

キーワード：放射性廃棄物，ガラス固化，使用済高燃焼度燃料，使用済 MOX 燃料，MA 分離

1. 緒言

我々は、これまでの基盤研究事業において、特に高レベル廃液ガラス固化技術において、廃棄物を 2～3 割高充填可能なガラスマトリックスを開発することを目標として、現行のホウケイ酸ガラスを組成改良した様々なガラスの開発および廃棄物の高充填化に伴い発生する運転課題に対する対策検討、高充填マトリックスに対する運転制御方法の検討を目的として実施した。これらの成果を踏まえて得られた課題を整理し、2019 年度以降の基盤研究の内容を報告する。

2. これまでの成果及び課題

2-1. 「高レベル廃液ガラス固化の高度化」のこれまでの成果

高レベル廃液ガラス固化の高度化に向けて、廃棄物を 2～3 割高充填可能なガラスマトリックスを開発することを目標として、現行のホウケイ酸ガラスを組成改良したガラス、添加物として V や P を含有させた改良ガラスの開発を実施した。開発に際しては、国内外の知見を調査・反映するとともに、運転・物性および処分評価に必要となる評価項目の確認を行い、るつぼ規模の試験にて評価基準を満足するガラス組成を選定した。以上から、従来の燃料（燃焼度 45GWd/t 程度)の再処理により発生する廃液を 2～3 割高充填できる見通しが得られた。

2-2. 課題

一方で、原子力発電所では稼働率向上や燃料費の低減に向けて燃料の高燃焼度化が進められている。また、再処理により発生する Pu を確実に利用するため、プルサーマル MOX 燃料の利用も進められている。これらの燃料を再処理して発生する高レベル廃液もガラス固化する必要がある。高燃焼度燃料での場合、再処理により発生する高レベル廃液中の FP 濃度、YP 成分なども増加することから、ガラス固化体が従来燃料よりも増加するため、高充填化が必要となる。更に、プルサーマル MOX 使用済燃料では、Pu の燃焼により、発熱元素である MA の含有量が大きくなる。このため、ガラス固化体の発熱制限の観点から、MA 元素の分離が必要になると考えられる。

対象燃料	高燃焼度燃料(55GWd/t)	軽水炉MOX燃料(45GWd/t)
再処理により発生する高レベル廃液の特徴 (現行UO_2燃料(45GWd/t)との比較)	廃液濃度：1.16倍	白金族元素:1.47倍 MA成分(発熱性核種):14.3倍
ガラス固化工程への課題 (現行UO_2燃料の廃棄物充填率22.1wt%のガラス固化との比較) 【発生本数:1000y】 【貯蔵期間:50y】	①従来の廃棄物充填率では、年間発生本数の1000本を超える。そのため、廃棄物の高充填化が必要であり、ガラス固化体として、以下の濃度が上昇。 白金族元素:1.35倍 YP形成成分:1.22倍 ②高充填化を妨げる要因となる白金族元素の凝集やイエローフェーズの発生を抑制する技術等の開発が必要となる。 ③高濃度の廃液に対する溶融炉運転技術の高度化が必要となる。	①処分に適した発熱量となるガラス固化体とするためには、一部のMA元素を取り除いてからガラス固化する必要がある。 ②白金族元素の増加に対する対策技術の開発が必要となる。 ③発熱性核種の除去によるさらなる高充填化が可能となる可能性がある。
開発目標	廃棄物充填率を2割程度増加させることが可能とするために、白金族元素の凝集やイエローフェーズの発生を抑制する技術を開発する。	ガラス固化体工程に適したMA分離シナリオを検討する。これを受けて、放射性廃棄物の減容化を実現する上で、有効なMA回収率を設定し、その達成が可能な信頼性に優れたMA分離システムを確立する。また、得られる廃液に対し、白金族元素の凝集発生を抑制する技術等を開発し、さらなる高充填化を検討する。

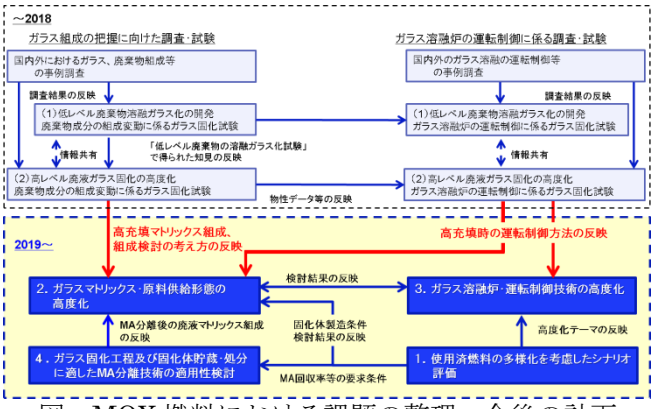


図　MOX 燃料における課題の整理、今後の計画

3. 課題を踏まえた今後の試験計画

上記を踏まえた課題およびこれまでの成果を踏まえて 2019 年度以降も事業を継続し、将来発生が想定される使用済 MOX 燃料や高燃焼度燃料の再処理から発生する放射性廃棄物ガラス固化技術の確立のため、ガラスマトリックスの開発及びガラス溶融炉の運転制御技術の高度化、ガラス固化工程及び固化体貯蔵・処分に適した MA 分離技術の適用性、MA 分離処理後の高レベル廃液の最適な固化方法の開発を行う。

*Takahiro ISHIO[1], Norio KANEHIRA[1], Takeshi HOSHINO[1], Toshiki FUKUI[2], Masayuki TAKEUCHI[3], Yoshihiro OKAMURA[3]and Takeshi TSUKADA[4]

[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]IHI Corporation, [3]JAEA, [4]CRIEPI

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

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 10:50 AM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B01-03] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 1

Chair:Kazuhito Niwase(Hachinohe Inst. of Tech.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1B01] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel
(12)Behavior of water during small-scale drying test

*Yusuke Sagawa[1], Isao Yamagishi[2] (1. ART kagaku, 2. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1B02] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel
(13)Behavior of water during full-scale drying test

*Makoto Arisaka[1,2], Isao Yamagishi[1,2], Hiroyuki Sato[1,2], Atsuhiko Terada[1,2] (1. IRID, 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1B03] Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel
(14)Behavior of chloride ion during full-scale drying test

*Isao Yamagishi[1,2], Makoto Arisaka[1,2], Hiroyuki Sato[1,2], Atsuhiko Terada[1,2] (1. IRID, 2. JAEA)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

廃ゼオライトの長期保管方策の検討

（12）小規模乾燥試験における水の挙動

Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel
(12) Behavior of water during small-scale drying test

*佐川　祐介[1]，山岸　功[2]
[1]アート科学，[2]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所事故の汚染水処理により二次廃棄物として発生する廃ゼオライト吸着塔には残水があるため、その蒸発速度を推定することが保管上重要である。本研究では、ゼオライトと水の混合物を小型容器に充填して蒸発速度を測定し、開口面積当たりの蒸発速度と温度の実験式を取得した。

キーワード：廃ゼオライト、汚染水二次廃棄物、長期保管、残水、蒸発速度

1. 緒言

廃ゼオライト吸着塔の長期にわたる保管の安全性を評価するには、塔内に残存する水と塩分が容器腐食発生の原因となるため、水分蒸発に関する知見を得ることが重要である。SARRY™ 吸着塔の内径 1/36 で作製した小型容器での加熱乾燥試験では、水分が蒸発する箇所の吸着材粒子上に塩分が析出することが報告されている[1]。本研究では、同形状の小型容器を用いて蒸発速度を測定し、開口面積当たりの蒸発速度と温度の実験式を取得した。

2. 試験方法

ゼオライト（UOP 製 IE96）と溶液（3/50 倍希釈海水または純水）の混合物を、図 1 に示す SUS316L 製小型容器に充填し、蓋（中央に孔径 2.0 [mm]の開口部）をした。混合物の約 45 [wt%]は、自由水（ゼオライト細孔水を除く）と見積もられる。アルミブロック恒温槽で容器側面と底面を 40、60、80℃で加熱した。混合物の重量が約 45 [wt%]減少するまで、一定時間毎に容器重量を測定した。また、室温（空調時の容器付近の気温：約 20℃）での長期乾燥についても同様に容器重量を測定した。

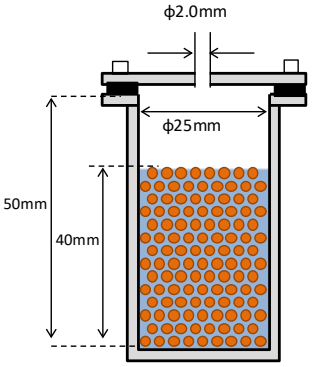


図 1　混合物充填時の概略図
（充填高さ 40 [mm]）

3. 試験結果・考察

容器重量の減少量を蒸発量 [g]とし、乾燥時間 [h]および開口面積 [mm²]で除して、開口面積当たりの蒸発速度 v [g/h/mm²]を算出した。蒸発速度と温度の関係を図 2 に示す。温度 T [℃]は、室温乾燥時は気温、加熱乾燥時はアルミブロック温度である。80 ℃加熱乾燥では混合物の充填高さと溶液の種類を変えたが、いずれの蒸発速度も 0.0113～0.0117 [g/h/mm²]の範囲にあり、これらの影響は小さかった。本試験条件のうち、開口面積／蒸発面積比が 0.0064 と小さいこと（準密閉状態）の影響がより大きいと考えられる。開口面積当たりの蒸発速度 v [g/h/mm²]と温度 T [℃]の関係を表す実験式として、

$$v\,[\mathrm{g/h/mm^2}] = 5.792\times10^{-8}\times T^{2.7654}$$

を得た。小型容器からの水分の蒸発速度実験式（図中実線）の形状は、参考に示した飽和水蒸気圧の温度式（図中点線）との類似がみられた。

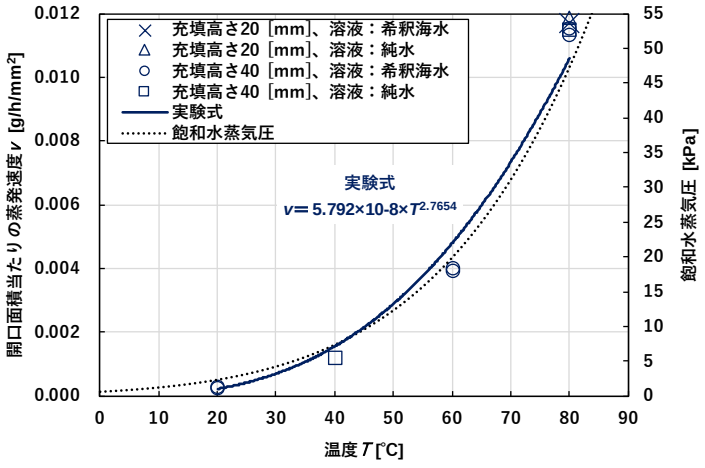


図 2　開口面積当たりの蒸発速度と温度の関係

参考文献

[1] 山岸、加藤、永石、有阪、宇留賀、塚田　日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集　I 08

*Yusuke Sagawa[1], Isao Yamagishi[2]
[1]ART kagaku, [2]JAEA

廃ゼオライトの長期保管方策の検討
（13）実規模乾燥試験における水の挙動

Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel

(13) Behavior of water during full-scale drying test

*有阪　真[1,2]，山岸　功[1,2]，佐藤　博之[1,2]，寺田　敦彦[1,2]

[1]国際廃炉研究開発機構，[2]日本原子力研究開発機構

福島事故汚染水処理で発生する廃ゼオライト吸着塔の長期保管方策検討の一環として、実寸大のSARRY™吸着塔内部試験体を用いて加熱試験を行い、塔内残水の蒸発速度および蒸発経路を推定した。

キーワード：廃ゼオライト、長期保管、残水

1. 緒言

放射性 Cs を吸着した廃ゼオライト吸着塔の保管評価において、塔内に残留する洗浄水（残水）は水素発生や腐食発生の原因となる。しかし、残水の蒸発・凝縮挙動は、塔内配管等の構造的な影響が大きいため、実寸大の試験が求められていた。崩壊熱による発熱分布を複数ヒータで模擬し、残水の蒸発速度を測定した結果について報告する。

2. 試験方法

SARRY™ 試験体にゼオライト吸着材（UOP 製 IE96）と模擬残水（NaCl 水、Cl 濃度 44.8 [mg/L]）を充填し、残水の液位が、試験体内面底部から 45.2 [cm]になるまで排水管から吸引排水した。試験体内の自由水量（ゼオライト細孔水 19.6wt%を除く）は約 330 [kg]と見積もられる。ヒータ位置等を図 1 に示す。ヒータの投入電力（出力）は、各周囲ヒータに対して中心ヒータの出力が 2 倍となるように制御し、51 日間（2018/11/6-2018/12/27）の連続加熱後、翌日全配管を閉止して放冷した。加熱中の平均出力は 685 [W]であった。蒸発量は、試験体重量の差から求めた。台秤の規格が 1 [kg]刻みのため、表示が切替わるまで重りを追加し、新表示値から追加重量を差し引く（差分法）ことにより蒸発量を高精度で測定した。蒸発経路特定のため、試験体内の上部空間へ He ガスを注入し、給水管とベント管内の He 濃度変化を測定した。試験体内外の温度は 1 分毎に計測した。

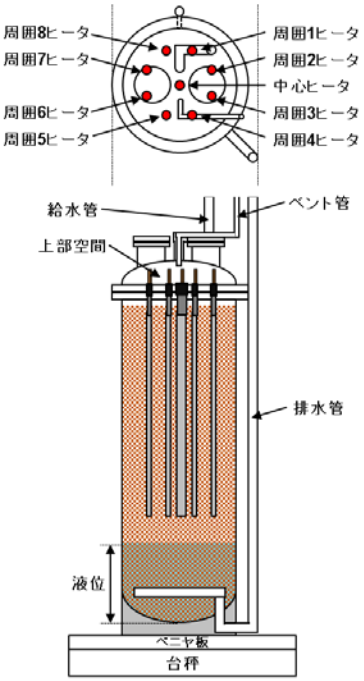


図1　SARRY吸着塔内部試験体

3. 試験結果・考察

【蒸発経路】He ガスは、給水管から高濃度で検出されたが、ベント管では検出されなかった。排水管は残水で閉塞しているため、蒸発経路を給水管（開口面積：2181 [mm^2]）と推定した。開口面積/蒸発面積比 0.0035 は小規模試験[1]と同程度である。

【蒸発速度】図 2 に蒸発量の測定値を○印で示す。この測定値は、計測器ケーブルによる張力等の影響を含む。加熱初期と放冷中に同程度増減したが、51 日間の加熱による蒸発量の暫定値は 2218 [g]であった。ケーブルを外して張力がかからない状態で測定した最終的な蒸発量は 2025 [g]であり、差分法の誤差（100 [g]以内）を考慮した平均蒸発速度 3.9×10^1 [g/day]を得た。小規模試験で得た蒸発速度実験式[1]による推定値を実線で示す。同式に開口面積(2181 [mm^2])と温度(試験体内上部ガス温度、40℃以下）を入力して 1 分間の蒸発量を求め、経過時間で積算したところ 2068 [g]であり、測定値と一致した。給水管開口部の相対湿度が 95%を超えた 3 日目を試験体内が水蒸気飽和した時点と仮定した推定値（破線）は、測定値の増加傾向と一致した。

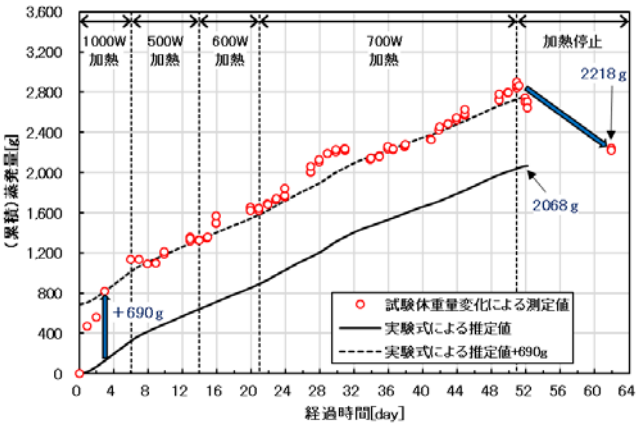


図2　SARRY吸着塔内部試験体からの蒸発量

本成果は、経済産業省／平成 28 年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分技術に関する研究開発）」による成果の一部である。

参考文献

[1] 佐川、山岸　日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集　「廃ゼオライトの長期保管方策の検討（12）」

*Makoto Arisaka[1,2], Isao Yamagishi[1,2], Hiroyuki Sato[1,2], Atsuhiko Terada[1,2]

[1]IRID, [2]JAEA

廃ゼオライトの長期保管方策の検討

（14）実規模乾燥試験における塩化物イオンの挙動

Consideration for long-term storage of a spent zeolite adsorption vessel
(14) Behavior of chloride ion during full-scale drying test

*山岸　功[1,2]，有阪　真[1,2]，佐藤　博之[1,2]，寺田　敦彦[1,2]
[1]国際廃炉研究開発機構，[2]日本原子力研究開発機構

福島事故汚染水処理で発生する廃ゼオライト吸着塔の長期保管方策検討のため、実寸大の吸着塔内部試験体を用いた加熱乾燥試験を行い、塔内残水の塩化物イオン濃度低下を観察した。

キーワード：ゼオライト、塩化物イオン、腐食、加熱

1. 緒言

放射性 Cs を吸着した廃ゼオライト吸着塔に残留する洗浄水（残水）の性状は、ステンレス製容器の腐食発生評価に必要な情報である。1/4 規模の加熱乾燥試験では、加熱時間とともに残水の塩化物イオン濃度(Cl 濃度)が大きく低下し、ヒータ付近での塩分析出が観察されている[1]。実寸大の試験体を用いた乾燥試験[2] における Cl 濃度の変化について報告する。

2. 試験方法

SARRY™ 試験体にゼオライト吸着材を充填し、模擬残水（NaCl 水、Cl 濃度 44.8 [mg/L]）で満たした後に排水し、内部ヒータで 51 日加熱した[2]。試験体内面底部を 0 [cm]とした残水液位は、排水管内の液位をペリスコープで計測して求めた(図１)。試験体の底部中央と容器壁付近から採水した残水の Cl 濃度は、ICP-OES(真空紫外型)で測定した。

3. 試験結果・考察

残水の液位と Cl 濃度の経時変化を図 2 に示す。加熱前に 45.2 [cm]であった液位は、1000 [W]の加熱で急激に上昇した後、緩やかな上昇となり、加熱停止後に 4 [cm]低下した。液位の上昇は、排水したゼオライト層の温度上昇に伴う水分の蒸発、凝縮、残水への流入の過程において、試験体外へ放出される蒸気量が少ないためと考えられる。加熱停止後の液位低下の要因は、乾燥ゼオライト層による吸い上げが考えられる。壁面、底部中央で採水した残水の Cl 濃度測定値は全体的に低下傾向にあり、容器腐食発生リスクが緩和される傾向を実規模で確認した。加熱初期に凝縮水(純水)が残水へ流入して液位が上昇する塩分希釈効果により、残水全体の平均 Cl 濃度は図中の破線のように低下すると推定される。Cl 濃度の測定値は平均 Cl 濃度よりも低いことから、残水層の上にある排水層へ塩分が移動・析出したことを示唆する。試験体冷却後に底部の採水管(中央)から約 8 [L]ずつ 20 回吸引排水した残水の Cl 濃度は均一(18～19 [mg/L])であり、加熱停止後の残水 Cl 濃度(壁面 20.9 [mg/L]、底部 19.4 [mg/L])と同程度であることから、加熱停止時の垂直方向の残水 Cl 濃度分布は一様であったと考えられる。

残水の温度は、容器底面から 50 [cm] に設置した熱電対で計測した。液位が上昇した 700 [W]加熱の 30 日間において、容器近傍の液温は 17～28℃であり、試験体外気温(8～19℃)と同様に昼夜変動がみられた。

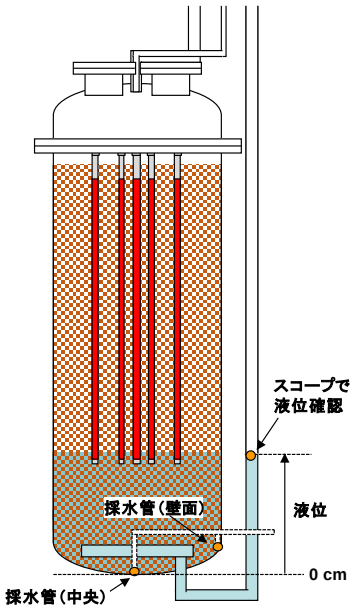


図１　残水と液位の計測位置

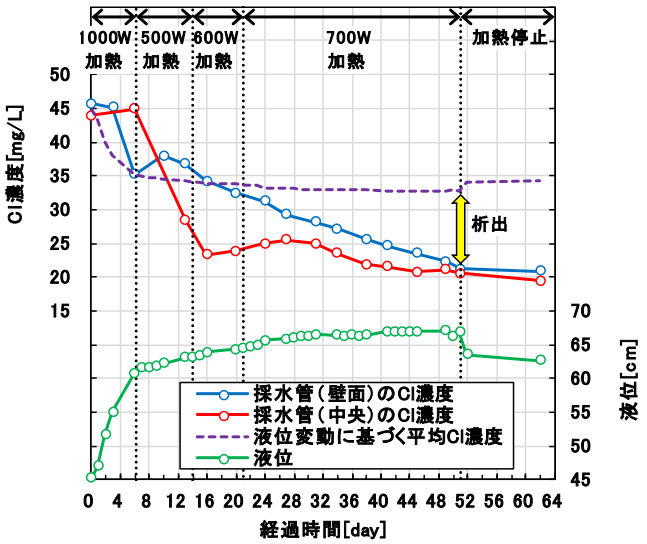


図２　残水の液位と Cl 濃度の変化

本成果は、経済産業省／平成 28 年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分技術に関する研究開発）」による成果の一部である。

参考文献

[1] 宇留賀、塚田、山岸、寺田　日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集　I 09
[2] 有阪、山岸、佐藤、寺田　日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集　「廃ゼオライトの長期保管方策の検討（13）」

*Isao Yamagishi [1,2], Makoto Arisaka [1,2], Hiroyuki Sato[1,2], Atsuhiko Terada[1,2]
[1]IRID, [2]JAEA

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

Wed. Sep 11, 2019 10:50 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B04-07] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 2

Chair:Yoshihisa Kaneda(THC)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1B04] Gas diffusion effect on H_2 release caused by water radiolysis in geopolymers

*Vincent Cantarel[1], Makoto Arisaka[1], Isao Yamagishi[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1B05] Hardness in Electron Irradiated Metakaolin Based Geopolymer

*Thi-Chau-Duyen Le[1], Hysayuki Suematsu[1], Isamu Kudo[2,3], Thi-Mai-Dung Do[1], Tadachika Nakayama[1], Koichi Niihara[1] (1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology, 2. Technology Development Center, Nagaoka University of Technology, 3. ADVAN ENG. co.,ltd)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1B06] Study on Solidification of Secondary Waste Produced from Contaminated Water Treatment by Geopolymer

*Keisuke Tanizawa[1], Isamu Kudo[1], Hayato Maruyama[1], Hisayuki Suematsu[2] (1. ADVAN ENG. co., ltd., 2. Nagaoka University of Technology)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1B07] Study of Zeolite Mixing Ratio on Cement Solidification of Cesium-Adsorbed Zeolite

*Kazuhito Niwase[1] (1. NIT,Hachinohe College)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

Gas diffusion effect on H_2 release caused by water radiolysis in geopolymer

*Vincent Cantarel[1], Makoto Arisaka[1], Isao Yamagishi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

The hydrogen production of geopolymers under gamma irradiation was evaluated and confronted to a model considering hydrogen production, its diffusion and potential recombination reactions. We were able to highlight the importance of hydrogen diffusion and recombination to predict the hydrogen explosion risk accurately [1]. An experiment is planned in FY2019 for its demonstration in collaboration with French CEA.
Keywords: geopolymer, radiolysis, hydrogen, diffusion, waste treatment

1. Introduction

Hydrogen gas production of a wasteform is an important factor to assess the risk caused by the treatment of nuclear waste. Although geopolymers gained interest in the past years for nuclear waste treatment [2], present an important amount of water, and may release hydrogen by radiolysis. When radiolysis occurs, the phenomena usually considered are the energy absorption by the wasteform, and a complex system of chemical reactions. In usual conditions, the hydrogen is transferred to gas phase faster than it is produced (released by the sample, creation of bubbles, cracks etc…). When released in gas phase, the hydrogen can hardly react, it is thus linearly produced and a G value can be measured or estimated, independent of the sample size, provided the total amount of gas is taken into account. However, when produced in the a porous solid the hydrogen must diffuse to gas phase and could only form a bubble inside the material if the local hydrostatic pressure was sufficient to overcome the capillary pressure. Being able to accumulate in liquid phase the radiolytic yield becomes dependent of the sample size and diffusive properties.

2. Model and Experimental Results – Irradiation of geopolymers

Under ^{60}Co irradiation, the hydrogen production yield was measured for water saturated geopolymer of different size to increase the diffusion length for the gas (Figure 1). From powder to 40 cm high cylinders a strong decrease of the hydrogen yield was measured, even after the hydrogen trapped inside the sample was allowed to diffuse out of the matrix. With f a function representing the hydrogen concentration, it was found that approximation of the solution of equation 1 allows to predict the hydrogen of all samples with a reaction constant of $6.10^{-4}\ s^{-1}$, all other parameters (P and D) fixed on literature values. However, if these equation allows to predict accurately the hydrogen production after experimental irradiation the recombination should be indubitably observable during the irradiation using *in situ* gas measurements.

$$\frac{\partial f}{\partial t} = P - kf + D\frac{\partial^2 f}{\partial x^2} \quad (1)$$

3. Conclusions

When the sample is large, the H_2 accumulates in the sample because of its low diffusion constant and is available for recombination reactions, making the global yield a lot lower than powdered samples. In this presentation, these results will be presented alongside with other literature result that could be explained by similar mechanism. Finally, the plan to investigate further the recombination with *in situ* measurements throughout a collaboration with French CEA will be developed

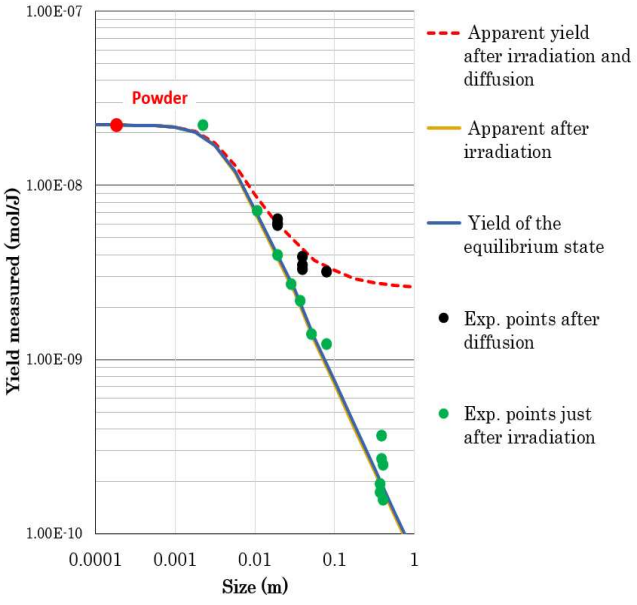


Figure 1 : Hydrogen production of geopolymers samples of different sizes and model predictions

References

[1] Cantarel, V.; Arisaka, M.; Yamagishi, I. *On the hydrogen production of geopolymer wasteforms under irradiation* J. Am. Ceram. Soc. 2019 00:1–11. https ://doi.org/10.1111/jace.16642

[2] Cantarel, V.; Motooka, T.; Yamagishi, I. *Geopolymers and their potential applications in the nuclear waste management field; A Bibliographical study*- JAEA-Review 2017-014

Hardness in Electron Irradiated Metakaolin Based Geopolymer

*Thi-Chau-Duyen Le[1], Hisayuki Suematsu[1], Isamu Kudo[2,3], Thi-Mai-Dung Do[1], Tadachika Nakayama[1], and Koichi Niihara[1]

[1]*Extreme Energy and Density Research Institute, Nagaoka University of Technology*

[2]*ADVAN ENG. co.,ltd* [3]*Technology Development Center, Nagaoka University of Technology*

Abstract

Metakaolin based geopolymer was irradiated at room temperature by a DC electron accelerator. Up to 1 MGy, the hardness was not changed remarkably. The present results indicate the stability of metakaolin based geopolymer for applications in hydrogen recombination catalyst supports.

Keywords: geopolymer, irradiation, hardness.

1. Introduction

After the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident, the radioactive slurry is generated and will be stored in containers. In a stable storage of the radioactive slurry, the radiolysis may cause a hydrogen explosion. In aims to control the generated hydrogen, a recombination catalyst which should be developed at low cost and stable over a long period of time is required. To meet this demand, novel hydrogen catalysts with known convection properties are being developed [1]. One of candidate supports for the catalyst is geopolymer, which has been developed for nuclear waste containment applications [2]. In this work, crack-free geopolymer samples were synthesized successfully and irradiated by the continuous electron beam accelerator to investigate the effect of irradiation on the hardness of samples.

2. Experimental

Metakaolin and potassium based geopolymers with molar ratio Al:Si:K:H_2O= 1:2:1:8 were fabricated. At first, potassium silicate solution, deionized water, and potassium hydroxide were mixed. Then, metakaolin and micro silica powders were mixed with the above solution for 4 minutes. The slurry was poured into a polypropylene cylindrical cup. The geopolymers were cured at 40^0C with a cap for 5 days, demolded on the 7^{th} day and put in the ambient atmosphere until the 28^{th} day.

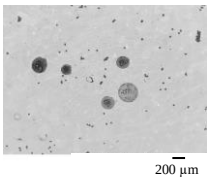
The hardness of geopolymer samples was measured after ground and polished by a diamond paste to become mirrors. Vickers indenter was loaded at 1 kgf for 15 s with 12 measurements for every sample.

Irradiation test by the continuous electron beam accelerator at Takasaki, JAEA with an energy of 2 MeV and a current of 0.2 mA.

3. Results and Discussion



(a)



(b)

Fig. 1. Body (a) and SEM (b) photograph of samples.

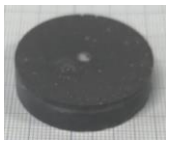


Fig. 2. Cut sample after polishing.

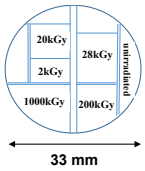


Fig. 3. Cutting sample into 6 parts.

Table 1. Relation of the irradiation time and absorption dose.

Dose (kGy)	2	20	28	200	1000
Time (s)	7	70	98	699	3497

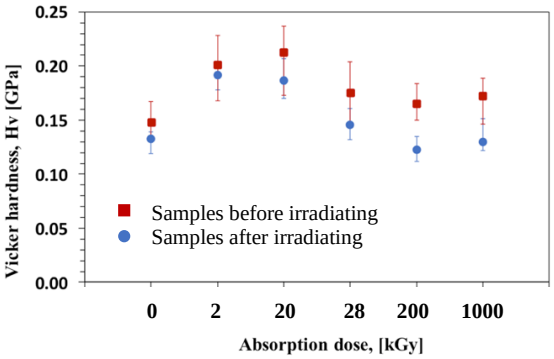


Fig. 4. Vickers hardness before and after irradiating.

It is observed from Fig. 1 that there was no crack on the geopolymer sample with a composition of 1:2:1:8. This best sample was cut into a thickness of 10 mm from the bottom and polished (Fig. 2). After that, it was cut into 6 parts for irradiation (Fig.3). Table 1 shows the irradiation time of every absorption dose from 2 to 1000 kGy.

Figure 4 reveals the Vickers hardness of samples before and after the irradiating. As can be seen from the graph the cut samples before irradiating have different hardness values. The hardness of all samples decreased slightly after irradiation, but within the error bars except for 200 kGy. Therefore, the continuous beams did not affect significantly on the hardness of these geopolymer samples.

4. Conclusions

In this study, the crack free geopolymer samples with molar ratio Al:Si:K:H_2O= 1:2:1:8 were irradiated with a continuous electron beam to investigate the effect of irradiation on the hardness of geopolymer samples. The hardness of samples was changed negligibly. The pulsed electron beams with various absorption doses will be applied on the same molar ratio samples to compare with the result of the continuous electron beam.

References

[1] K. Takase, et al. Atomic Energy Society of Japan; 2018 (AESJ-Conf 2018 - Annual Meeting).

[2]V. Cantarel, T. Motooka, I. Yamagishi. JAEA Review 2017-014.

ジオポリマーを用いた汚染水処理二次廃棄物の固化に関する研究

Study on Solidification of Secondary Waste Produced from Contaminated Water Treatment by Geopolymer

*谷澤 圭佐[1]、工藤 勇[1]、丸山 隼人[1]、末松 久幸[2]
[1]アドバンエンジ、[2]長岡技科大

福島第一原子力発電所の汚染水処理に伴い発生する高線量の二次廃棄物に対する安定化処理を目的とした、ジオポリマーによる固化技術の実用化に向けた検討を行った。模擬廃棄物として鉄共沈スラリーと炭酸塩スラリーを作製し、ジオポリマーとの混練によって得られた固化体物性の評価結果について報告する。

キーワード：ジオポリマー、固化、汚染水処理二次廃棄物、鉄共沈スラリー、炭酸塩スラリー

1. 緒言

汚染水処理設備から二次廃棄物として発生する鉄共沈スラリー（IS）や炭酸塩スラリー（CS）は、高線量で水分を多く含むことから、長期保管時の漏洩リスクが高く、水の放射線分解による多量の水素発生が懸念される。無機の高分子材料であるジオポリマーは、一般的に放射性廃棄物の安定化処理に用いられるセメントに比べて耐熱性が高く、構造中に水を含まないため、ジオポリマーを固化材として使用することで保管時の安全性向上が期待される。そこで本研究では、固化材として適するジオポリマーの組成を検討し、固化対象を模擬したスラリーを作製し、固化体の作製・評価を行った。

2. 実験

基材のシリカフューム、メタカオリンにケイ酸カリウム水溶液及び水酸化カリウムを混合し、ジオポリマーを作製した。原料組成を変えて作製した複数のジオポリマー試料に対し、一軸圧縮強度試験及びANSI/ANS-16.1 に基づく元素浸出試験を行い、固化材料として最適な組成を選定した。固化対象物として試薬から模擬 IS 及び模擬 CS を作製し[1]、ジオポリマーに添加した固化体を作製した。得られた固化体の14 日養生後の一軸圧縮強度と Sr の溶出性を評価した。

3. 結果

図 1 に模擬 IS と模擬 CS を固化したジオポリマー固化体の外観を示す。図 2 に示す圧縮強度試験の結果より、模擬廃棄物添加のないジオポリマーでは 34.7MPa を示し、固化体においては模擬 IS、CS 共にスラリー添加率 10wt%で 15MPa 以上の強度が得られた。浸出試験後の ICP-MS 測定により算出した Sr の浸出率は Leachability Index (ANSI/ANS-16.1 における浸出性係数)で 15 以上であった。

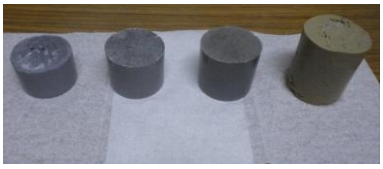


図 1.固化体試料外観

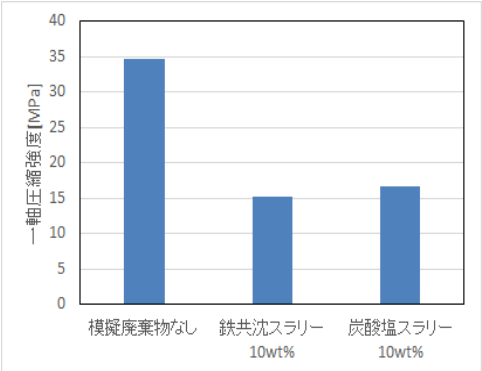


図 2. ジオポリマー及び固化体の強度

4. 結論

模擬廃棄物スラリーのジオポリマー固化体を作製し、その性能を評価した。15MPa 以上の強度を示し、耐浸出性に優れる固化体が得られた。今後、固化体中の廃棄物添加率の増加及び固化後に残留する水分の乾燥方法について開発を進める。またパイロットサイズの試験装置による固化体の作製と評価を行う。

本研究の一部は新潟市産業振興財団の補助を受けて実施した。

参考文献

[1] 日本原子力研究開発機構 平成 27 年度「汚染水処理二次廃棄物スラリー及び濃縮廃液の安全な長期貯蔵・処理・処分のための脱水固定化技術の開発」成果報告書

---

*Keisuke Tanizawa[1], Isamu Kudo[1], Hayato Maruyama[1], Hisayuki Suematsu[2]
[1]ADVAN ENG, [2]Nagaoka University of Technology

セシウム吸着ゼオライトのセメント固化におけるゼオライト混合比の検討

Study of Zeolite Mixing Ratio on Cement Solidification of Cesium-Adsorbed Zeolite

*庭瀬 一仁[1]，今淵 敦史[1]，酒井 大誠[1]

[1]八戸工業高等専門学校

福島第一原子力発電所の放射性汚染水処理の二次廃棄物として発生するセシウム吸着ゼオライトの処分方法の確立を目的に、ゼオライトを混合したセメント固化体の減容効率と強度特性について検討を行った。結果、セメント固化体は、ゼオライトが固化体の体積の 3/4 を占めるの配合でも、低レベル放射性廃棄物の廃棄体に要求される圧縮強度が得られることを確認できた。

キーワード：セシウム吸着ゼオライト，セメント固化，放射性廃棄物処分，フライアッシュ，圧縮強度

1. 緒言

本研究では、セメント固化技術の実現性検討に向け、ゼオライトを混合したセメント固化体のゼオライト混合比について検討した。実施した試験は、ゼオライト混合率の最大化を目的とし、セメントペーストとの体積比率を 50~150%（混和剤無）と 150~300%（混和剤有）となるようにゼオライト混合比を設定し、フロー試験と圧縮強度試験を行った。使用材料は、普通ポルトランドとフライアッシュを併用し、3 種類の化学混和剤（MG,ME（高性能 AE 減水剤），MXS（硬化促進剤））を用いた。供試体の作製は、模擬ドラム缶内で直接ミキシングするインドラム方式で作製した。

2. 実験結果

2-1. フロー試験

フロー試験結果を図-1 に示す。ゼオライト混合率（セメントペーストに対する体積比）は、大きくなるほどフレッシュ性状が損なわれ、フロー値 150 mm を満足する 200%が確実な充填性を得られる最大値と考えられる。

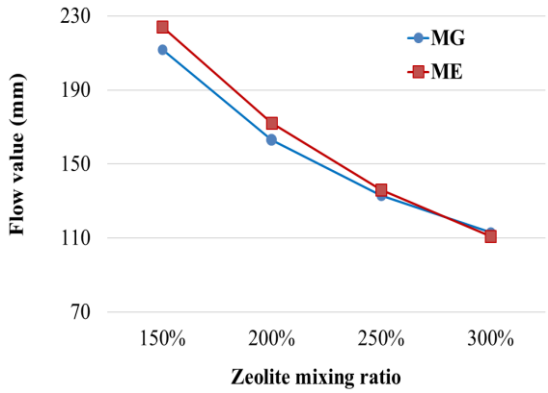


図-1　フロー試験結果（混和剤有）

2-2. 圧縮強度試験

圧縮強度試験の結果を図-2 に示す。圧縮強度は、ゼオライト混合率 300%までの全ての配合において、3 日材齢時点で 1.5 N/mm^2 を確保した。しかし、圧縮試験後の破壊面を観察すると、ゼオライト混合率 250%および 300%の供試体には、粗大な気泡が複数存在した。

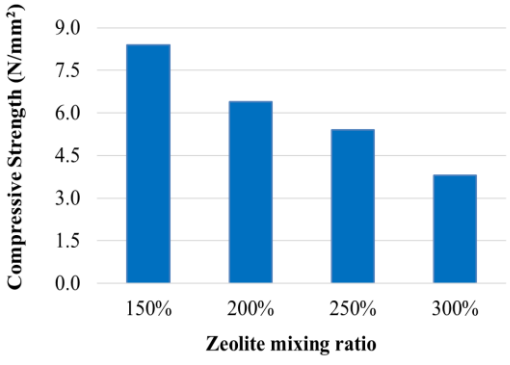


図-2　圧縮強度試験結果（混和剤有）

3. 結論

ゼオライトを混入したセメント固化体は、十分な強度を有し、フレッシュ性状も良好であった。

謝辞：本研究の一部は，科学研究費（基礎研究(C)(17K07015)）を受けて行ったものである。

参考文献：馬渡大壮、庭瀬一仁、佐藤正知：セシウム吸着ゼオライトのセメント固化技術における早強セメントとフライアッシュ併用系充填材の物性評価、セメント・コンクリート論文集、Vol. 71, Mar. 2018

* Kazuhito Niwase[1], Atsushi Imabuchi[1] and Taisei Sakai[1]

[1] National Institute of Technology, Hachinohe College

General Meeting

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B_GM] 「バックエンド部会」第51回全体会議

[1B_GM] General Meeting

General Meeting

[1B_GM] 「バックエンド部会」第51回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B_PL] Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

Chair:Tamotsu Kozaki(Hokkaido Univ.)

[1B_PL01] Overview of the Results of JAEA's Underground Research Laboretory Projects

*Takeshi Semba[1] (1. JAEA)

[1B_PL02] Research and Development at Underground Research Laboratories by RWMC

*Masato Kobayashi[1] (1. RWMC)

[1B_PL03] Research and Development at Underground Research Laboratories by CRIEPI

*Ryuta Hataya[1], Yasuharu Tanaka[2], Takuma Hasegawa[3] (1. CRIEPI, 2．CRIEPI, 3．CRIEPI)

[1B_PL04] Overview of International Cooperative Project utilizing Foreign U.R.L. and Expectations for the Future

*Kiyoshi Fujisaki[1] (1. NUMO)

[1B_PL05] Discussion

2019年秋の大会

バックエンド部会セッション

深地層の研究施設におけるこれまでの成果と今後への期待

Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

（1）原子力機構における深地層の研究施設計画の成果の概要

(1) Overview of the Results of JAEA's Underground Research Laboratory Projects

*仙波 毅[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」）は、地元自治体と協定等を締結し、北海道・幌延町の「幌延深地層研究計画」（以下、「幌延計画」）と岐阜県・瑞浪市の「超深地層研究所計画」（以下、「瑞浪計画」）の 2 つの深地層の研究施設計画（以下、「URL 計画」）を進めている。我が国の地層処分事業とその安全規制の両面を支えるため、幌延深地層研究計画では堆積岩を、超深地層研究所計画では結晶質岩をそれぞれ対象とし、地層処分事業の段階的な進展に先行して、第 1 段階：地上からの調査研究段階、第 2 段階：坑道掘削時の調査研究段階、第 3 段階：地下施設での調査研究段階と段階的に研究開発を進めている。本報告では、URL 計画の成果の概要を示す。

2. URL 計画の成果の概要

URL 計画では、第 1 段階から第 2 段階にかけて、地上からの調査・解析・評価手法の妥当性や、研究坑道の施工・維持・管理に関わる工学技術の有効性を確認した[1),2),3),4),5),6)]。原子力機構は、2013 年に「日本原子力研究開発機構の改革計画自己改革－「新生」へのみちー」を策定し、この自己改革の一環として、URL 計画で行う研究課題としてそれぞれ 3 つの必須の課題を設定した[7)]。現在、研究開発の第 3 段階として、これらの課題に取り組んでいる。これまでに得られた成果としては、例えば、幌延計画においては、突発湧水の発生の原因となり得る粘土質せん断帯の事前予測において、鉱物中の包有物に着目した手法が有効であること[8)]や、瑞浪計画においては、坑道閉鎖後の物質の閉じ込め能力を実際の坑道を用いて示したこと[9)]等があげられる。研究開発を進めるにあたり、原子力環境整備促進・資金管理センターとの地下環境での人工バリアの搬送定置・回収技術に関する研究（幌延計画）や、電力中央研究所との物質移動に関する調査・評価技術の開発（瑞浪計画）等、研究機関や大学等との共同研究を進めている。また、国民との相互理解の促進の活動として、定期的に施設見学会を開催する等、地下研究坑道を積極的に公開している。2019 年 3 月までの入坑者数は、幌延の施設が延べ約 11,000 人、東濃の施設が延べ約 21,000 人である。

2-3. おわりに

原子力機構は、地層処分事業や安全規制に具体的に役立つよう、これらの成果を適切に取りまとめ、発信していく。

参考文献

1) 三枝ほか (2007), JAEA-Research 2007-043.; 2) 野原ほか (2016), JAEA-Research 2015-026.; 3) 太田ほか (2007), JAEA-Research 2007-044.; 4) 藤田ほか (2007), JAEA-Research 2007-045.; 5) 佐藤ほか (2017), JAEA-Research 2016-025.; 6) 濱ほか(2015), JAEA-Research 2015-007.; 7) 日本原子力研究開発機構 (2013), "日本原子力研究開発機構の改革計画に基づく「地層処分技術に関する研究開発」報告書－今後の研究課題についてー".; 8) Ishii, E. and Furusawa, A., Engineering (2017), Geology, 228, 158-166.; 9) Iwatsuki, T. et al. (2017), Applied Geochemistry, 82, 134-145.

*Takeshi Semba[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

2019年秋の大会

バックエンド部会セッション

深地層の研究施設におけるこれまでの成果と今後への期待
Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

(2) 原環センターにおける深地層の研究施設を活用した研究開発について

(2) Research and Development at Underground Research Laboratories by RWMC

*小林　正人[1]
[1]原子力環境整備促進・資金管理センター

○はじめに

原環センターでは高レベル放射性廃棄物の地層処分について、特に工学的観点から人工バリアの製作・施工技術の整備、品質管理技術の検討に取り組んできた。人工バリアの製作・施工技術については、要素試験から実規模の装置による実証的な検討まで段階的な技術整備を通して、我が国の地層処分事業に適用可能な技術としての実現性を確認しつつ技術オプションの整備を進めている。人工バリアの品質管理技術の検討例としては、定置後の処分環境における炭素鋼オーバーパック溶接部の腐食挙動、緩衝材の再冠水時の浸潤挙動・流出挙動などを対象とした。これらの検討を実際の地下環境での試験や試験環境が制御できる室内試験によって行うことにより、前述の製作・施工技術として整備した技術が長期の安全性を確保するうえで期待される機能を満足することを示すための知見を拡充してきた。地層処分事業に対する信頼感をさらに高めていくには、実際の地下環境条件における技術的実現性の提示、人工バリア材料等の挙動評価技術の有効性の提示などの工学的な観点からの取組を着実に進めていく必要がある。また、2015 年 5 月に改定された「高レベル放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」で示された回収可能性を担保するための技術の整備も事業や施策への信頼感の醸成に向けた重要な課題である。

○深地層の研究施設における試験の概要

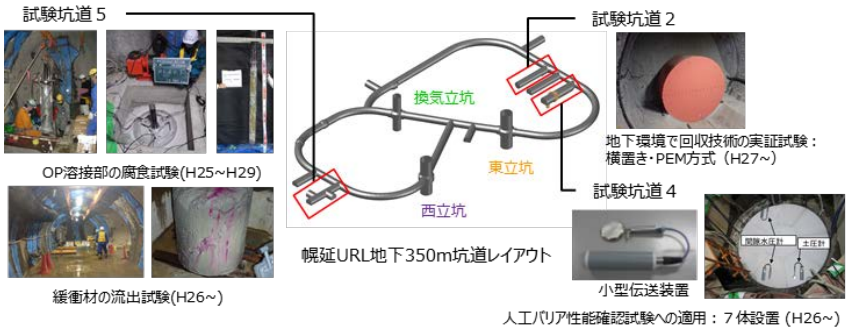
これらの技術開発課題について、原環センターは日本原子力研究開発機構幌延深地層研究センターとの共同研究契約等により、地下 350m の試験坑道を活用した調査研究計画を策定し取り組んできた。

人工バリア等の健全性評価及び無線計測技術の適用性に関する研究 [1)]

地下 350m の試験坑道 5 において、原位置の実地下水を使用した炭素鋼オーバーパック溶接部の腐食試験や緩衝材の流出試験を実施し、これまでに室内試験で得られた知見等の妥当性を検証するとともに、実環境で実際に起こる挙動の把握を行った。同深度の試験坑道 4 で実施中の人工バリア性能確認試験では、ケーブルが不要な無線伝送技術による計測技術の実証試験を実施している。

搬送定置・回収技術の実証的検討に関する研究 [2)]

処分坑道横置き・PEM*方式を対象とした回収技術については、地下 350m の試験坑道 2 を活用した実規模の実証試験を実施している。同試験では、一連の定置作業の逆動線による回収作業を念頭に置き、PEM-坑道間へスクリュー方式／吹付け方式による隙間充填材の施工試験、機械的方式／流体的方式による隙間充填材の除去試験、狭隘な空間にも適用可能なエアベアリング方式の定置装置による PEM の回収試験を実施中である。*PEM: Prefabricated Engineered barrier system Module



本報告は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「処分システム工学確証技術開発（平成 25 年度～平成 29 年度）」,「可逆性・回収可能性調査・技術高度化開発（平成 27 年度～平成 30 年度）」の成果の一部である。

参考文献

1) 原環センター、平成 25 年度～29 年度　処分システム工学確証技術開発　報告書、2014～2018.
2) 原環センター、平成 27 年度～30 年度　可逆性・回収可能性調査・技術高度化開発　報告書、2016～2019.

*Masato Kobayashi[1]
[1]Radioactive Waste Management Funding and Research Center

2019年秋の大会

バックエンド部会セッション

深地層の研究施設におけるこれまでの成果と今後への期待

Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

(1) 電中研における深地層の研究施設を活用した研究開発について

(1) Research and development at underground research laboratories by CRIEPI

*幡谷 竜太[1]，田中 靖治[1]，長谷川 琢磨[1]

[1]電力中央研究所

1. はじめに

一般財団法人電力中央研究所（以下、「電中研」）では、2002 年度より、日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」）との共同研究として、瑞浪超深地層研究所と幌延深地層研究センターおよびそれらの周辺において、地下水流動、物質移行などの研究を展開してきた。本発表では、これらのうちの主なものについて紹介するとともに、深地層の研究施設を活用した研究開発の意義について触れたい。

2. 地下水年代

当所では、瑞浪超深地層研究所と幌延深地層研究センター周辺において地下水年代（滞留時間）の研究を継続的に実施している。

瑞浪超深地層研究所は広域的な地下水流動では流出域に位置しているが、14C の前処理がうまくいかない（沈殿ができない）、4He の原位置生成とフラックスの分離ができないなどの技術的な理由により、地下水年代が推定できていなかった [1)]。しかし、地下坑道からの採水では、品質の良いサンプルを比較的簡単に採取する事ができ、採取方法や前処理方法 [2)]を変更し、地下水年代を繰り返し試行することにより、14C、4He、希ガス温度計などの測定精度向上を図ることができた。この結果、研究所周辺の地下水は氷期（約 2 万年前）に涵養した地下水であると推定できた。現在は、更なる精度向上・確証を目指して、データを蓄積している。

幌延深地層研究センターでは、瑞浪超深地層研究所に比べて地下水の流れが遅く、3H などを含む新しい地下水の流入は確認できていない。立坑周辺では、非常に古い地下水（化石海水）が滞留している可能性が示唆された [3)]。一方、地層境界などの高透水部では、降水の混合が進んでいる傾向がみられた。これらのことと、Cl 濃度や水素・酸素同位体比の分布は非常に緩やかに変化することから、移流ではなく拡散が支配的ではないかと考えられた。この降水の輸送形態や地下水年代を調査するために、現在、拡散により分離する物質（Cl と δD）や δ37Cl の分別に基づく評価 [4)]や、新しいトレーサーを用いた地下水年代測定を実施している。

3. 物質移行

岩盤の物質移行特性を評価するためには、原位置でのトレーサー試験が極めて有効であると考えられ、当所では、原位置トレーサー試験のための試験装置と、試験結果から岩盤の物質移行特性を推定する手法の開発を進めてきた。そして、それらの装置・手法の有効性を実証するため、瑞浪超深地層研究所において原位置トレーサー試験を実施した [5)]。トレーサー試験に先立ち、試験場にボーリング孔を複数本掘削し、従来手法による地質・地下水調査を実施し、孔間距離数 m に広がる単一の水みち割れ目を試験対象として選定した。トレーサー試験では、非収着性物質である重水素とウラニン、収着性物質である Rb と Ba をトレーサーとして使用した。トレーサー試験の結果、収着性物質が非収着性物質に比べて遅れて回収されることが確認された。また、非収着性トレーサーの回収濃度からは試験対象割れ目の開口幅と分散長を、収

*Ryuta Hataya[1], Yasuharu Tanaka[1]and Takuma Hasegawa[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry.

着性トレーサーの濃度からは割れ目周辺のマトリクスに対する分配係数を、それぞれ推定できた。今年度は、多数の水みち割れ目のネットワークを対象とした、より長い孔間距離での原位置トレーサー試験を実施している。

4. 掘削影響

掘削影響領域では、地圧や岩盤の強度との関係による岩盤の損傷（掘削損傷領域）、間隙水圧の低下や脱ガスの影響などによる水飽和度の低下（不飽和領域）、坑道周辺の地圧分布の変化（応力再配分領域）など、岩盤に様々な変化が生じると考えられている。これらは、放射性核種の移行挙動に影響する可能性がある。そこで、JAEA と共同で、幌延深地層研究センターにおける地下坑道掘削に伴う掘削影響領域の調査を 2008 年より実施している[6,7]。

これまでに、坑道掘削に伴い、坑壁の周辺において割れ目の形成や弾性波速度、比抵抗の変化等が捉えられた。また、掘削影響の深度による違いも見られた。掘削損傷領域の範囲（坑壁からの距離）は、GL-140 m で最大約 0.45 m、GL-250 m で最大約 1 m と推察され、後者がより割れ目が進展していると推察された。一方、不飽和領域の範囲は、140 m では坑壁から 1 m 以内、250 m 坑道では不飽和領域はほとんど形成されていないと推察された。今後、岩盤の力学特性や化学特性、透水特性に関する深度による違いを詳細に検討することで、両深度の掘削影響領域において生じた物理変化の要因を明らかにしていきたい。

5. おわりに

深地層の研究施設では、ボーリング調査では得られない試料やデータを取得することができる。欧米の楯状地（非常に古い地層）などと比べ割れ目の分布密度が比較的高い岩盤、比較的新しい堆積軟岩、といった我が国に特徴的な地層を地表の影響（風化など）が少ない状態で直接観察できる点は、深地層の研究施設の大きなメリットである。また、封圧採水や掘削水の除去は地表からのボーリング調査では多大な労力を要するが、深地層の研究施設では相対的に容易であり、溶存ガスなどの地化学特性の品質の良いデータを提供してくれている。さらに、掘削影響領域に関する調査では、深部の坑道周りの岩盤の経時変化についても 10 年以上にわたって調べてきたが、地層処分の深度相当の地質環境の経時変化を容易に捉えられるという点でも施設の意義は大きい。これらのメリットは、地質環境特性の調査・評価技術にとって、決定的に重要である。一方で、具体的には坑道間で、あるいは、坑道と地表間でなど、地表とは異なる条件下で、物理探査やトレーサー試験の深化といった調査・評価技術の開発にも期待がかかる。

謝辞

本稿で紹介した地下水年代と物質移行の研究は、経済産業省「高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（岩盤中地下水移行評価確証技術開発）」、同「高レベル放射性廃棄物等の地層処分技術に関する調査等事業(岩盤中地下水流動評価技術高度化開発)」の一環である。また、掘削影響の研究は、日本原子力研究開発機構と共同で実施したものの一部である。関係者の方々に謝意を表す。

引用文献

1) Hasegawa *et al*., 2016, Geochimica et Cosmochimica Acta , 192, 279-294.
2) Nakata. *et al*., 2016, Radiocarbon, 58, 491-503.
3) Nakata. *et al*., 2018, Geofluids, vol. 2018, Article ID 7823195, 21 pages, 2018. doi:10.1155/2018/7823195.
4) Hasegawa *et al*., 2018, Chemical Geology, 483, 247-253.
5) 田中ほか、2018、日本地下水学会 2018 年秋季講演会講演予稿、150-153.
6) 窪田ほか、2017a、電力中央研究所報告、N17005.
7) 窪田ほか、2017b、電力中央研究所報告、N17006.

2019年秋の大会

バックエンド部会セッション

深地層の研究施設におけるこれまでの成果と今後への期待

Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

（4）海外施設での共同研究例と今後への期待

(4) Overview of International Cooperation at Foreign URL and Its Future Development

*藤﨑　淳[1]

[1]原子力発電環境整備機構

1. はじめに

原子力発電環境整備機構（以下、「NUMO」）は、地層処分の実施主体として、

① 技術課題に関わる技術力の獲得

② 研究インフラを伴う包括的な人材育成

③ プロジェクト管理技術の強化

④ 国際貢献

といった様々な目的から国際共同研究を積極的に進めており、表-1 に NUMO が参加している国際共同研究およびプロジェクトとその目的を示す。特に地下研究施設を利用したプロジェクトは、地層処分場を設置するような実際の地下深部の条件で現象の理解やモデル・データの開発、工学技術の実証という観点で重要な場と位置づけている。

表-1 NUMO が参加する国際共同研究／プロジェクトと目的

国際共同研究／プロジェクト		目　的※
NWMO 共同研究（銅コーティングオーバーパック）		①
LBNL 共同研究（断層の水理／力学的挙動）		①，②，④
Nagra 共同研究（地下水調査手法整備）		①，③，④
グリムゼル試験場（Nagra）における国際共同研究（GTS Phase VI）	CFM（コロイド生成・核種移行試験）	①，②
	CIM（長期変質セメント中の移行試験）	①，②
	LTD（長期拡散試験）	①，②
	MaCoTe（金属材料腐食試験）	①，②
エスポ岩盤研究所（SKB）における国際共同研究	横置き定置概念 KBS-3H の実規模実証試験（解体）	①，②，③
	人工バリアタスクフォース	①，④
OECD/NEA 国際プロジェクト	EGOS（操業安全性に関する検討）	①，④
	Clay Club（堆積岩に関する検討）	④
	Crystalline Club（結晶質岩に関する検討）	③，④
	FEP Database（国際 FEP データベース整備）	④
国際共同プロジェクト（ボーリング孔閉塞技術）		①，④
国際共同プロジェクト BIOPROTA（生活圏モデル・データに関する検討）		①，④
国際共同プロジェクト NAWG（ナチュラルアナログに関する検討）		①，④

※本文中の番号に対応

*Kiyoshi Fujisaki[1]

[1]Nuclear Waste Management Organization of Japan

地層処分場の閉鎖後長期の安全性の評価においては、処分場で生起する現象に関する知識や数理モデルを用いて処分場の状態変遷を考慮してシナリオを記述し、シナリオに対応した核種移行プロセスのモデル数値解析を行う。事業期間を通じて安全性の評価の信頼性を確保し、より高めていくために、現象に関する知識の蓄積や数理モデルの妥当性を絶えず確認していくことが重要である。このことから、室内試験および原位置試験における実測データの取得や、実測データとモデル計算の結果との比較・評価を行うための「場」が必要であり、その一つとして、NUMO はスイス放射性廃棄物管理組合（以下、「Nagra」）のグリムゼル試験場（以下、「GTS」）における国際共同プロジェクト（以下、「GTS Phase VI」）[1]に 2016 年度から参加している。GTS Phase VI には、日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」）と共同で参加しており、原位置における試験データの取得・評価に協働して取り組むことによって、これまで研究開発機関として GTS Phase VI にも参加していた JAEA に蓄積されている知識や経験を NUMO へ円滑に移転することを併せて志向している。

2. GTS Phase VI の概要と NUMO が参加しているプロジェクト

GTS はスイスアルプスの結晶質岩中に位置し、1984 年から Nagra が運営している。特筆すべき特徴として、試験場内の放射線管理区域（IAEA Level B/C）としている坑道で放射性トレーサーを用いた試験の実施が可能であることがあげられる。GTS Phase VI では、現在 12 ヶ国から 20 を超える機関が参加し、10 件の国際共同研究プロジェクトが進行中である [2) 3)]。NUMO はこれらの国際共同研究プロジェクトのうち、CFM (Colloid Formation and Migration)、CIM (Carbon Iodine Migration)、 LTD (Long Term Diffusion)、MaCoTe (Material Corrosion Test)の 4 件に参加している。以下にこれらのプロジェクトにおける試験の概要を示す。

○**CFM (Colloid Formation and Migration)**：人工バリアからのベントナイトコロイドの生成挙動と母岩の割れ目中における移流による核種移行への影響の理解を目的として、坑道から掘削したボーリング孔で放射性トレーサーを用いた試験を行う（図-1 参照）。

○**CIM (Carbon Iodine Migration)**：セメント系材料中の C-14 と I-129 の移行遅延特性の理解を目的とし、セメント系材料で埋め戻した過去の別プロジェクトで用いられたボーリング孔（セメント系材料の材令 14 年）で放射性トレーサーを用いた試験を行う（図-2 参照）。

○**LTD (Long Term Diffusion)**：拡散による母岩中の核種移行挙動の理解を目的とし、坑道から掘削したボーリング孔で放射性トレーサーを用いた試験を行う（図-3 参照）。

○**MaCoTe (Material Corrosion Test)**：嫌気性環境下における圧縮ベントナイト中での炭素鋼、ステンレス鋼および銅の腐食速度の確認、ベントナイト緩衝材による微生物活動の阻害および微生物による腐食への影響に関する情報の取得を目的として、圧縮ベントナイト中に金属片を埋設した試料を坑道から掘削したボーリング孔内に設置し腐食試験を行う（図-4 参照）。

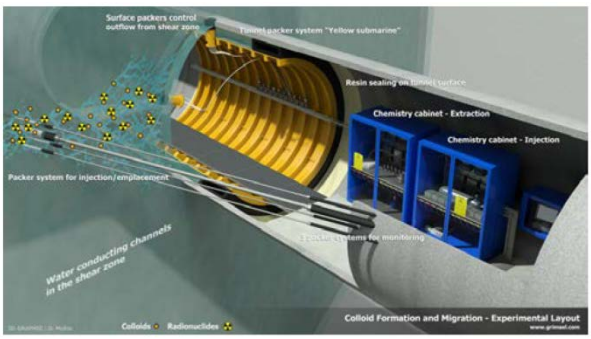


図-1 CFM における原位置試験の概念図（坑道径：3.5 m）[1)]

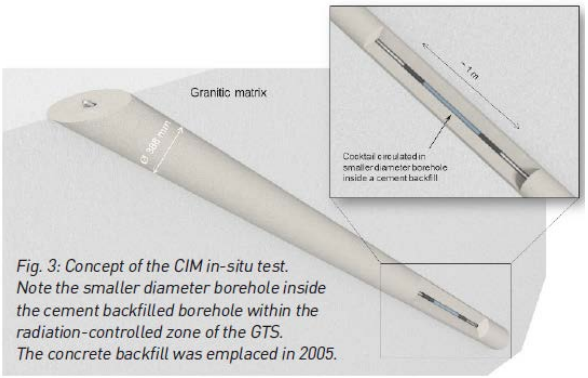


図-2 CIM における原位置試験の概念図 [3)]

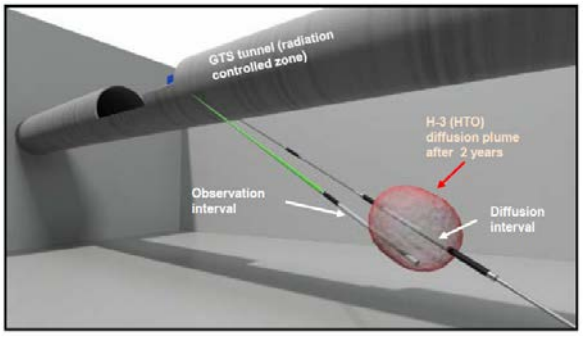


図-3 LTD における原位置試験の概念図 [1)]



図-4 MaCoTe における原位置試験の概念図 [1)]
右：モジュール内のベントナイト中に試験片を設置した状態
左：モジュールをボーリング孔に設置した状態

3. 地下研究施設への期待

NUMO は包括的技術報告書(レビュー版)[4)]において、これまでに蓄積されてきた科学的知見や技術を統合し、地層処分の実施主体として、わが国の地質環境に対して安全な地層処分を実現するための方法を説明するとともに、技術的信頼性をさらに高めるために今後取り組むべき課題について示している。地層処分事業に対するステークホルダーの信頼をより強いものとしていくためには、引き続きこうした課題に取り組み、サイトが特定された場合に、深部地質環境条件を含むサイトの環境条件の調査・評価やその条件に適した処分場を設計し、建設・操業・閉鎖を行うための技術の実証を進めるとともに、安全性の評価のための技術の信頼性を向上させていくことが重要である。こうした技術開発への取り組み、また、必要となる人材の育成、プロジェクト管理技術の強化、日本の国際貢献の場として、地下研究施設には地層処分事業を支援する有効なインフラとして機能することが期待される。

参考文献

1) Vomvoris et al., 2015, NAGRA'S ACTIVITIES AT THE GRIMSEL TEST SITE AND THE MONT TERRI PROJECT: UPDATE AND OUTLOOK, Proc. IHLRWM 2015.
2) Nagra, 2019, Annual report 2018.
3) Nagra, 2019, GRIMSEL TEST SITE(GTS) NEWS LETTER, APRIL 2019 YEAR 01, VOL.1.
4) 原子力発電環境整備機構, 2018, 包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現 －適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築－ レビュー版, NUMO-TR-18-03.

Planning Lecture | Technical division and Network | Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment

[1B_PL] Overview of the Results of the Deep Underground Research Laboratories and Expectation for the Future

Chair:Tamotsu Kozaki(Hokkaido Univ.)

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Common Education Bildg. 1F C12)

[1B_PL05]Discussion

我が国における深地層の研究施設計画は、原子力機構の東濃地科学センター及び幌延深地層研究センターにおいて、それぞれ平成8年、平成13年から開始され、現在、地下の坑道を利用した調査研究が行われている。また、NUMOは海外の施設を利用した国際共同研究に参加しており、その成果も着実にあげてきている。一方で、原子力機構の平成31年度の計画によれば、瑞浪超深地層研究所については、坑道の埋め戻しに着手することとされるなど、今後、地下研究施設を用いた研究開発環境の変化が予想される。

このような状況を踏まえ、現在までに、我が国の深地層の研究施設において得られた成果や果たしてきた役割を改めて確認するとともに、国内外の地下研究施設での研究開発事例なども参照しながら、今後の深地層研究の在り方について、バックエンド部会の立場から幅広く議論を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B08-10] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 3

Chair:Tsuyoshi Arai(Shibaura Inst. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1B08] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(1)Examination of Task on processing

*Jun KATO[1,2], Takumi TANIGUCHI[1,2], Masahiro NAMIKI[1,2], Ken IMAIZUMI[1,2], Toshiharu TERASAWA[1,2], Takeshi OSUGI[1,2], Tomoyuki SONE[1,2], Osamu NAKAZAWA[1,2], Ryoichiro KUROKI[1,2], Yoshikazu KOMA[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1B09] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2)Investigation of approach for selecting solidification techniques applied to contaminated water management waste

*Tadafumi Koyama[1], Shizue Furukawa[1], Michio Kikuchi[1], Otsuka Taku[1], Takeshi Yamamoto[1], Ken Imaizumi[2], Takeshi Osugi[2], Osamu Nakazawa[2], Ryoichiro Kuroki[2] (1. CRIEPI, 2. IRID/JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1B10] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3)Outline of characteristics evaluation study on solidified body of cement and Alkali Activated Material

*Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Taku Otsuka[1], Takaya Kawato[1], Yoshihisa Kaneda[2], Masahito Shibata[2], Kazuko Haga[2], Takumi Taniguchi[3,4], Takeshi Osugi[3,4], Ryoichiro Kuroki[3,4] (1. CRIEPI, 2. Taiheiyo Consultant, 3. JAEA, 4. IRID)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 （1）処理に係る課題の検討

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(1)Examination of Task on processing

*加藤　潤[1,2]，谷口　拓海[1,2]，並木　仁宏[1,2]，今泉　憲[1,2]，寺澤　俊春[1,2]，大杉　武史[1,2]，曽根　智之[1,2]，中澤　修[1,2]，黒木　亮一郎[1,2]，駒　義和[1,2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]国際廃炉研究開発機構

汚染水処理二次廃棄物に対して工学規模で適用性のある処理技術を先行的に明らかにするための取り組みとして、候補技術の絞り込みを実施してきた。本発表では、絞り込んだ候補技術の適用性を評価するために抽出した課題の検討について報告する。
キーワード：福島第一原子力発電所，先行的処理，汚染水処理二次廃棄物、高温処理、低温処理

1. 背景と目的

東京電力福島第一原子力発電所事故により発生した汚染水処理二次廃棄物は、多種多様かつこれまでに処理実績のない性状を持つ。これらの処理には廃棄体化の実現のみならず、保管管理リスクの低減も求められる。汚染水処理二次廃棄物への適用性を検討する候補技術は、これまでに実施した調査及び試験による技術絞り込みにより、高温処理（ガラス固化及び溶融固化）と低温処理（セメント固化及びAAM（アルカリ活性化材料）固化）とした。これらの技術を対象に廃棄体化を達成するために必要な情報を調査し、適用性評価に向けた技術課題を抽出した。本研究の目的は、抽出した課題の解決手段を検討するために必要なデータを調査及び試験により整備することである。

2. 適用性評価のための課題抽出

適用性評価を実施するために必要なデータである①母材反応性、②熱特性、③ガス発生特性について、各候補技術の既往情報を調査し整理した。その結果、高温処理に関しては、廃棄物混合時の溶融生成物に関する特性情報が不足しており、その取得が必要である。低温処理に関しては、セメント固化について、廃棄物混合時の特性データが、AAM 固化について、固型化材及び廃棄物混合時の特性データがそれぞれ不足しており、その取得が必要である。また、各候補技術に共通して、適用性に関する評価項目の抽出と比較手法の整備等を行う必要がある。抽出された課題についてまとめた結果を表 1 に示す。

3. 抽出した課題の検討結果

表１の共通課題の検討として、各候補技術の基本的な技術情報を調査し、そこから経済性、運転安全性を含む異なる技術間で比較可能な項目を選定し、候補技術に対して比較可能な形に整理した。低温処理の課題のうち、「固型化材自体の基本特性、メカニズム等把握」の検討として、セメント及びAAM を対象に工学的規模での運用を想定した特性（流動性、硬化性、圧縮強度、溶出性、γ線照射による水素発生量、放射線耐性、及び規格性）評価試験並びにシミュレーションによる放射性物質含有廃棄体の温度解析を実施し、不足データを取得した。これらの詳細な検討結果は以降の発表にて報告する。

表１　候補技術の適用性評価に向けて抽出された課題

高温処理（ガラス固化・溶融固化）	低温処理（セメント固化・AAM 固化）	共通
• 廃棄物混合時のガラス特性が維持可能な範囲の特定（ガラス固化） • ガラス特性と同等となる廃棄物混合割合、助剤添加率等の把握（溶融固化）	• 固型化材自体のデータ取得と特性、メカニズム等の把握 • 廃棄物混合時のデータ取得と特性・メカニズムの検証	• 異なる技術を比較評価する項目の抽出と比較手法の整備 • 経済性、運転安定性等異なる技術間で比較可能なデータの取得

本報告には、「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」として実施した成果の一部を含む。

*Jun Kato[1,2], Takumi Taniguchi[1,2], Masahiro Namiki[1,2], Ken Imaizumi[1,2], Toshiharu Terasawa[1,2], Takeshi Osugi[1,2], Tomoyuki Sone[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Ryoichiro Kuroki[1,2], Yoshikazu Koma[1,2],
[1]JAEA, [2]IRID.

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（2）廃棄物固化処理技術抽出のためのアプローチの検討

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2) Investigation of approach for selecting solidification techniques applied to contaminated water management waste

古川 静枝[1]，*小山 正史[1]，菊地 道生[1]，大塚 拓[1]，山本 武志[1]，
今泉 憲[2,3]，大杉 武史[2,3]，中澤 修[2,3]，黒木 亮一郎[2,3]
[1]電力中央研究所，[2]国際廃炉研究開発機構，[3]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所において発生する水処理二次廃棄物の処理への適合性等の観点から，実用規模の処理に適用できる見通しを評価する目的で，固化処理技術の評価のアプローチに係わる調査研究を行った。

キーワード：福島第一原子力発電所，水処理二次廃棄物，固化処理技術，評価アプローチ

1. 緒言

「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ(2017)」では，福島第一原子力発電所で発生する水処理二次廃棄物に関して，「2021 年度頃までを目処に，処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通しを得る」としている。このため，放射性廃棄物への適用実績があるガラス固化，溶融固化，セメント固化，AAM(アルカリ活性材料)固化の 4 種の技術を対象に，実用規模レベルの処理に適用できる見通しを評価することを目的とし，評価のアプローチに係わる調査研究を行った。

2. 調査の概要

水処理二次廃棄物として，フェロシアンスラッジ，炭酸塩スラリー，鉄共沈スラリー，ゼオライト類，珪チタン酸塩類等を想定し，ガラス固化，溶融固化，セメント固化，AAM 固化について，既存技術の実績，水処理二次廃棄物への適応性評価，工学的適用性の評価を固化処理技術の型式ごとに行った。表 1 に今回実施した検討の対象技術と調査項目を示す（✔の項目）。工学的適用性については，HIC スラリーを対象とした固化処理プロセス，マテリアルハンドリングなどを具体的に検討し評価した。今後は，表 1 の空欄の技術について検討を広げる予定である。

表 1 本事業におけるアプローチ検討（2018 年度に検討した項目）

分類		固化処理技術型式		調査項目			備考
				既存技術実績	適用性評価	工学評価	
高温処理技術	ガラス固化	流下式	ジュール加熱（LFCM）				
			誘導加熱（AVM, AVH）				
			誘導加熱（CCIM）	－	－	－	別事業
		InCan 式	ジュール加熱（ICV）	✔	✔	✔	
			外部加熱（Dem&Melt）	－	－	－	別事業
	溶融固化	流下式	誘導加熱				
			プラズマ加熱				
		InCan 式	誘導加熱	✔	✔	✔	
低温処理技術	セメント固化	アウトドラム式		✔	✔	✔	
		インドラム式		✔	✔	✔	
	AAM 固化	アウトドラム式		×	×	×	実績なし
		インドラム式		✔	✔	✔	

※本研究は，平成 29,30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものです。

Shizue Furukawa[1], *Tadafumi Koyama[1], Michio Kikuchi[1], Taku Otsuka[1], Takeshi Yamamoto[1], Ken Imaizumi[2], Takeshi Osugi[2], Osamu Nakazawa[2] and Ryoichiro Kuroki[2]
[1]CRIEPI, [2]IRID/JAEA

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（3）低温固化処理材料に関する特性評価研究の概要

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Station

(3) Outline of characteristics evaluation study on solidified body of cement and Alkali Activated Material

*菊地 道生[1]，山本 武志[1]，大塚 拓[1]，川戸 陸也[1]，金田 由久[2]，柴田 真仁[2]，芳賀 和子[2]，谷口 拓海[3,4]，大杉 武史[3,4]，黒木 亮一郎[3,4]

[1]電力中央研究所，[2]太平洋コンサルタント，[3]日本原子力研究開発機構，[4]国際廃炉研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理により生じる廃棄物に対する、低温固化処理技術の適用性評価に利用するデータの取得を目的として実施した、セメント固化体および AAM（アルカリ活性化材料）固化体の特性評価研究の概要を紹介する。

キーワード：セメント固化，AAM 固化，ジオポリマー

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故で発生する水処理二次廃棄物に関して、実処理に適用できる処理技術を抽出する手法の構築に資するため、国内外において放射性廃棄物への適用実績がある高温系・低温系固化処理技術について、各種廃棄物への適用性評価に必要なデータの取得・評価が必要である。そこで、低温系固化処理材料であるセメント固化体および、AAM 固化体の基本特性データの取得を目的とし試験を行った。

2. 試験概要

セメント固化体は、研究用普通ポルトランドセメントと純水を用い、水セメント比 45%とし製造した。AAM 固化体は、メタカオリンと高炉スラグ微粉末の混合割合（質量比）を、10：0、8：2、6：4 とした 3 種類の粉体および，水ガラスと NaOH を純水に溶解し調整したアルカリ水溶液を使用し、計 3 種類製造した。配合に関して、粉体配合 3 種類毎に、固化体中 Si/Al モル比が 1.8(mol/mol)となるよう水ガラス添加率を設定し、セメント固化体と同等の流動性および凝結性状となるよう水粉体比と NaOH 添加率を設定した。主な評価特性は、混練後の流動性と凝結性状、固化後の圧縮強度、細孔径分布、構成相、溶解挙動である。

3. 結果概要

結果の一例として、各種固化体における圧縮強度の経時変化を図 1 に示す。図より、AAM 固化体は、セメント固化体に比べ初期強度発現性に優れることを確認した。今後は模擬廃棄物を混合した試験体を作製し、同様のデータを取得・評価する予定である。

※本研究は、平成 29,30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものです。

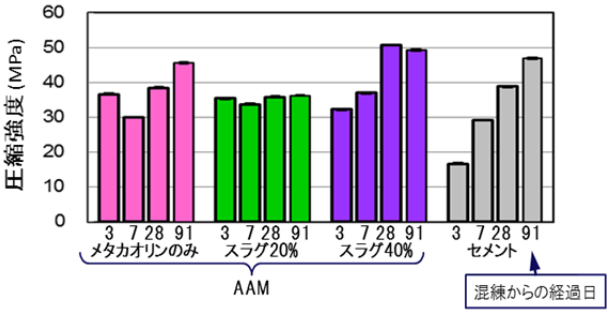


図 1　各種固化体における圧縮強度の経時変化

*Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Taku Otsuka[1], Takaya Kawato[1], Yoshihisa Kaneda[2], Masahito Shibata[2], Kazuko Haga[2], Takumi Taniguchi[3,4], Takeshi Osugi[3,4] and Ryoichiro Kuroki[3,4]

[1]CRIEPI, [2]Taiheiyo Consultant, [3]JAEA, [4]IRID.

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

Wed. Sep 11, 2019 3:35 PM - 4:25 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 6:35 AM - 7:25 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B11-13] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 4

Chair:Takatoshi Hijikata(CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1B11] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(4)Evaluation of dissolution behavior on solidified body of cement and Alkali Activated Material

*Yoshihisa Kaneda[1], Kazuko Hagag[1], Masahito Shibata[1], Mebae Kuranaga[1], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Jun Kato[3,4], Takeshi Osugi[3,4], Ryoichiro Kuroki[3,4] (1. Taiheiyo Consultant Co., Ltd., 2. CRIEPI, 3. JAEA, 4. IRID)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1B12] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(5)Gamma-ray irradiation test on solidified body of cement and Alkali Activated Material

*Takumi Taniguchi[1,2], Ken Imaizumi[1,2], Masahiro Namiki[1,2], Takeshi Osugi[1,2], Ryoichiro Kuroki[1,2], Michio Kikuchi[3], Takeshi Yamamoto[3], Yoshihisa Kaneda[4], Kazuko Haga[4] (1. JAEA, 2. IRID, 3. CRIEPI, 4. Taiheiyo Consultant)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1B13] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(6)Numerical simulation analysis of relationships between nuclide inventory and solidified body temperature

*Yoshihisa Hiraki[1,2], Toshiharu Terasawa[1,2], Ken Imaizumi[1,2], Takumi Taniguchi[1,2], Jun Kato[1,2], Takeshi Osugi[1,2], Tomoyuki Sone[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Ryoichiro Kuroki[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

4:20 PM - 4:25 PM JST | 7:20 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（4）低温処理材料の溶解挙動の評価

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(4) Evaluation of dissolution behavior on solidified body of cement and Alkali Activated Material

*金田 由久[1]，芳賀 和子[1]，柴田 真仁[1]，藏永 萌[1]，菊池 道生[2]，山本 武志[2]，
加藤 潤[3,4]，大杉 武史[3,4]，黒木 亮一郎[3,4]
[1]太平洋コンサルタント，[2]電力中央研究所，[3]日本原子力研究開発機構，[4]国際廃炉研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理から発生する廃棄物をセメント等で低温固化処理する場合の基礎データを取得する目的で、セメント及びAAM（アルカリ活性化材料）の試験体を作製し、溶出試験を行った。
キーワード：セメント固化，AAM固化，平衡溶解試験，非平衡溶解試験，固体NMR

1. 緒言　福島第一原子力発電所から発生する廃棄物の処理対策では、その性状を踏まえて安全かつ合理的な保管・管理及び先行的に処理方法を選定することになっている。これを目標として通常の原子炉施設の運転廃棄物等の処理で実績がある固化処理技術の適用性の見通しを得るため、セメント材料と海外で実績のあるAAMの基礎データを取得する試験を行った。本報告では、水と接触する環境下における固化体の長期変質を評価する目的で、セメントとAAM固化体の溶解試験を実施した結果の一部を紹介する。

2. 実験　普通ポルトランドセメント(OPC）固化体（水セメント比0.45)1種類、メタカオリン（MK）と高炉スラグ（BFS）に水ガラス、水酸化ナトリウム、水を加えてAAM固化体（MK：BFS混合比100：0、80：20、60：40、それぞれM、MB20、MB40とする）を3種類作製した。養生は20℃封緘環境で28日間とした。溶解試験は、100μm以下に調製した粉末試料を純水に浸漬した平衡溶解試験（浸漬期間28日、液固比＝10～2000）と20×20×40 ㎜のバルク試料（20×20 ㎜の1面開放）を純水に浸漬した非平衡溶解試験（週1回溶液交換で最長26週間、500ml/1試料）を実施した。所定期間経過後、液相のpH、化学組成を分析し、固相はX線回折試験、固体NMR、バルク試料では空隙率、EPMAの測定を実施した。

3. 結果　平衡溶解試験後試料の固相組成を図-1に示す。OPCの溶解は従来の知見[1]と同様にCaが主な溶解成分であり、Si等の溶解は限定的だった。一方、AAM（M）固化体からは、Naのほかに骨格であるSiとAlも溶解していた。液固比100～2000の溶解試験後固相のNa/Alモル比は1.1、Si/Alモル比は1.75程度と、液固比による変化はなく、OPCとは異なりAAM(M)固化体は調和的に溶解していると考えた。これまでAAM固化体の溶解に関する知見は殆どなく、本研究で得られた結果は固化処理技術の適用性を見通すための重要なデータだと考えている。

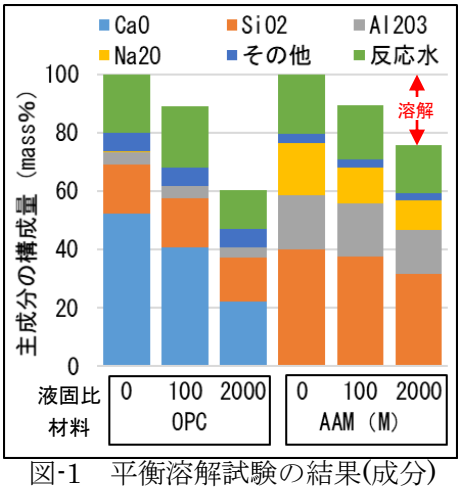


図-1　平衡溶解試験の結果(成分)

本研究は、平成29,30年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものです。

参考文献　[1] U.R.Berner:Modelling the incongruent dissolution of hydrated cement minerals., Radiochemica Acta, 1988, 44/35,

*Yoshihisa Kaneda[1], Kazuko Haga[1], Masahito Shibata[1], Mebae Kuranaga[1], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2],
Jun Kato[3,4], Takeshi Osugi[3,4], Ryoichiro Kuroki[3,4],
[1]Taiheiyo Consultant, [2]CRIEPI, [3]JAEA, [4]IRID

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（5）低温処理材料の照射試験

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(5) Gamma-ray irradiation test on solidified body of cement and Alkali Activated Material

*谷口 拓海[1,2]、今泉 憲[1,2]、並木 仁宏[1,2]、大杉 武史[1,2]、黒木 亮一郎[1,2]、
菊地 道生[3]、山本 武志[3]、金田 由久[4]、芳賀 和子[4]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 国際廃炉研究開発機構、[3] 電力中央研究所、[4] 太平洋コンサルタント

福島第一原子力発電所の汚染水処理から発生する廃棄物をセメント等で低温固化処理する場合の基礎データを取得する目的で、セメント及び AAM（アルカリ活性化材料）の試験体を作製し、照射試験を行った。試験概要及び得られた結果の一部を紹介する。

キーワード： γ線照射試験，G 値，セメント固化，AAM 固化，水素発生

1. 緒言

セメント固化は、経済性に優れ、低レベル放射性廃棄物に対して多くの処理実績を有するが、福島第一事故廃棄物の中にはセメント固化に不適な性質を有するものも多いと見込まれている。Si-Al 系粉体とアルカリ水溶液の反応により固化組織を形成する AAM を用いた固化は、セメント固化と同様に低温固化技術であることから、溶融固化等高温処理技術に比べ経済性に優れ、さらにセメント固化体とは異なる物理化学的特性を有することが報告されている[1]。このため、セメント固化が不適な廃棄物に対して適用可能な固化技術として、期待が持たれる。しかし、材料・配合が AAM 固化体の特性に及ぼす影響について未だ不明な点が多いため、本研究では AAM 固化体自体の特性把握のため、廃棄物を混合せず、各種材料・配合条件で作製したセメント及び AAM 固化体を対象とし、γ線照射試験を行った。

2. 実験

施工性が確保可能な材料・配合範囲でメタカオリンと高炉スラグの混合割合を変化させ、AAM 固化体（M、MB20、MB40）および、比較用のセメント固化体（OPC）を作製した。それらを密閉可能な SUS 製容器に入れ、γ線照射試験を行った。

3. 結果

水素ガスの発生量は図 1 に示す通り、積算線量の増加に従い、増加する傾向がみられた。G 値と自由水量が比例するという報告例もあるが、本試験においては明確な関係は見いだせず、0.02～0.37 の間でばらついた値となった。一部の AAM 固化体では、OPC と比較して自由水量が多いながらも、小さい G 値となるものもあった。

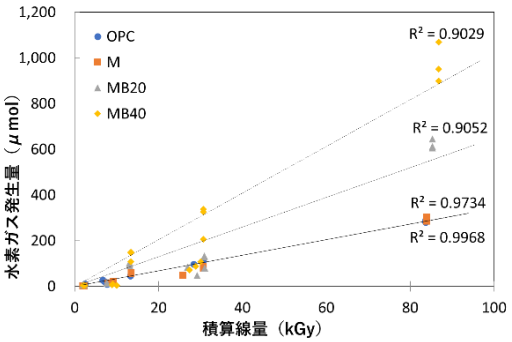


図 1. 積算線量に対する水素ガス発生量

参考文献

[1] Provis, L.J. (2014) Alkali-activated materials. Vol.1

本研究は、平成 29 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

---

*Takumi Taniguchi[1,2], Ken Imaizumi[1,2], Masahiro Namiki[1,2], Takeshi Osugi[1,2], Ryoichiro Kuroki[1,2], Michio Kikuchi[3], Takeshi Yamamoto[3], Yoshihisa Kaneda[4] and Kazuko Haga[4]

[1] JAEA, [2]IRID, [3]CRIEPI, [4]Taiheiyo Consultant.

福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
（6）シミュレーションによる廃棄物中核種インベントリと廃棄体温度の解析

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(6) Numerical simulation analysis of relationships between nuclide inventory and solidified body temperature

*平木 義久[1,2]，寺澤 俊春[1,2]，今泉 憲[1,2]，谷口 拓海[1,2]，加藤 潤[1,2]，大杉 武史[1,2]，
曽根 智之[1,2]，中澤 修[1,2]，黒木 亮一郎[1,2]
[1] 日本原子力研究開発機構, [2] 国際廃炉研究開発機構

福島第一原子力発電所(1F)の汚染水処理から発生する廃棄物を、セメント等で固化処理する場合の放射性核種濃度による上限値を評価する目的で、固化する放射性核種量と廃棄体温度の関係について、放射線輸送コード及び熱解析コードを用いた解析を行った。試験概要及び得られた結果の一部を紹介する。

キーワード：シミュレーション，インベントリ，セメント固化，AAM 固化，温度制限値

1. 緒言

1F の廃炉作業では、多種多様な性状を有した固体廃棄物が大量に発生し、その処理処分が課題である。廃棄物の安定保管と廃棄体化の実現の両方を兼ねた処理に適用可能な技術の抽出を行う上で、廃棄体仕様の設定に必要なデータの取得が求められている。本研究では、廃棄体の発熱影響に着目し、廃棄体に含有させる放射能の上限値を明らかにする。放射線輸送は PHITS コードを、熱伝搬は COMSOL コードを用いて計算した。このコードを組み合わせて、廃棄物に含まれる放射能による廃棄体の発熱量を計算し、廃棄体中の放射能量と廃棄体温度の関係を評価した。

2. 解析概要

解析条件は、廃棄物保管容器として 200L 鋼製オープンヘッドドラム缶を、固形化材料として普通ポルトランドセメントを設定した。解析対象の放射性核種は、1F の汚染水処理二次廃棄物である炭酸塩スラリーに含まれる主要な核種の Cs-137、Sr-90、Co-60 とした。放射能量の解析範囲は、1.0×10^{11} から 1.0×10^{17} とした。

3. 解析結果

単核種(Cs-137、Sr-90、Co-60)の放射能量による廃棄体中の温度変化は、図 1 に示すようになった。温度制限値は、熱変質によりセメント系材料の放射性核種の収着性が低下するとされる 65℃とした。この温度を超える放射能量(Bq/本)は、Cs-137 で 1.0×10^{14} オーダー以上、Sr-90 で 1.0×10^{15} オーダー以上、Co-60 で 1.0×10^{13} オーダー以上となった。この結果から、炭酸塩スラリーの実測値[1]を基に、50wt%添加した場合に相当する放射能が廃棄体に含有されていると想定したときのインベントリは、Cs-137 は 4.1×10^{8}Bq/本、Sr-90 は 1.9×10^{12}Bq/本となり、これを図 1 に当てはめると温度上昇はないことが確認された。

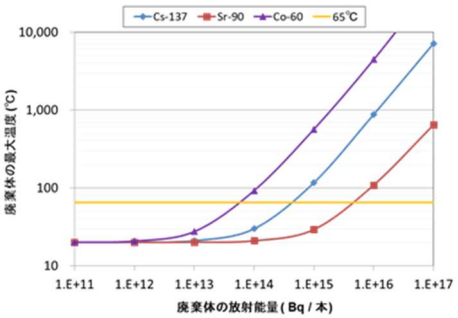


図 1　放射能量による廃棄体温度の変化

参考文献

[1] 浅見ら (2017)：東京電力福島第一原子力発電所において採取された汚染水および瓦礫等の分析データ集、DOI:10.11484/jaea-data-code-2017-001

本研究は、平成 29 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものです。

*Yoshihisa Hiraki[1,2], Toshiharu Terasawa[1,2], Ken Imaizumi[1,2], Takumi Taniguchi[1,2], Jun Kato[1,2], Takeshi Osugi[1,2], Tomoyuki Sone[1,2], Osamu Nakazawa[1,2], Ryoichiro Kuroki[1,2]
[1]JAEA, [2]IRID

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

Wed. Sep 11, 2019 4:25 PM - 5:10 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 7:25 AM - 8:10 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B14-16] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 5

Chair:Jun KATO(JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1B14] Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization

(2)General description of the research

*Tsuyoshi Arai[1], Fumihiro Kato[1], Kosuke Tanaka[2], Takashi Ohnishi[2], Akane Usui[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3] (1. Shibaura Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Union Showa K.K.)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1B15] Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization

(3)Morphological change in the heat treatment of Cs saturated adsorption zeolite and binder glass

*Fumihiro Kato[1], Tsuyoshi Arai[1], Kosuke Tanaka[2], Takashi Ohnishi[2], Akane Usui[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3] (1. Shibaura lnst. of Tech., 2. JAEA, 3. UNION SHOWA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1B16] Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization

(4)Phase relation in heat treatment of Cs saturated adsorption zeolite

*Akane Usui[1], Kosuke Tanaka[1], Takashi Onisi[1], Tsuyoshi Arai[2], Fumihiro Kato[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3] (1. JAEA, 2. Shibaura Inst. of Tech, 3. UNION SHOWA)

放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発 （2）研究概要

Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization
(2) General description of the research

*新井 剛[1]，加藤 史大[1]，薄井 茜[2]，大西 貴士[2]，田中 康介[2]，松倉 実[3]，三村 均[3]
[1]芝浦工業大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]ユニオン昭和株式会社

福島第一原子力発電所の汚染水処理で排出されるCsを吸着した使用済みゼオライトの無加圧・無圧縮による焼結固化法の研究概要，これまでに得られた研究成果の概略，今後の研究課題等について報告する．

キーワード：焼結固化，使用済みゼオライト，ポルサイト，汚染水処理，福島第一原子力発電所

1. 緒言

筆者らは福島第一原子力発電所（1F）の循環注水冷却で使用されたCs等の放射性核種を吸着したゼオライト（使用済みゼオライト）のガラスマトリックスをバインダーとして用いた無加圧・無圧縮による焼結固化技術（以降，焼結固化技術）を提案した[1]．これまでに焼結固化技術開発の基礎試験として，バインダーであるガラスマトリックス選定のための基礎試験，焼結固化体の最適な焼結条件を決定するための基礎試験を実施した．ガラスマトリックス選定のための基礎試験では，代表的なガラスマトリックスを選定し，ガラスマトリックスの熱重量分析，Csを飽和吸着したIE-96（IE-96Cs）と溶融したガラスとの親和性等について検討した．また，焼結固化体の最適な焼結条件を決定するための基礎試験では，焼結温度，Cs吸着量，加熱雰囲気等が化学的安定性に優れたポルサイト（$CsAlSi_2O_6$）の形成に及ぼす影響について基礎的に検討を加えた．本会ではこれまでに得られた研究成果の概略及び今後の研究計画等について報告する．

2. 研究成果の概略

ガラスマトリックス選定のための基礎試験では，代表的なガラスマトリックスとしてケイ酸（SiO_2 -Na_2O-Al_2O_3 系）ガラス，ホウ酸（B_2O_3-Na_2O-Al_2O_3 系）ガラス及びリン酸（P_2O_5-Na_2O-Al_2O_3 系）ガラスを選定し，イメージ炉装置を用いたガラスマトリックスとIE-96Csとの親和性等について検討した．イメージ炉装置では，加熱中の試料をCCDカメラユニットで観察することで，主にガラスの溶融に伴うIE-96Csの形態変化に着目した．一連の試験結果から，イメージ炉装置は高温におけるガラスマトリックスとIE-96Csとの相互作用のその場観察として有効な手段であることが示された．最適な焼結条件を決定するための基礎試験として，IE-96Cs単体を様々な温度条件で加熱し，XRD，組織観察等により相状態を評価した．その結果，化学的に安定なポルサイトの発現条件を明らかにした．本会では，これまでに得られた成果の概略及びこれら研究成果を踏まえた今後の研究計画について報告する．

謝辞

本報告は，日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業－共通基盤型原子力研究プログラム－」により実施された平成３０年度「放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発」の成果の一部です．

参考文献

[1] 新井　他：日本原子力学会「2019年春の年会」2B12

*Tsuyoshi Arai[1], Fumihiro Kato[1], Akane Usui[2], Takashi Ohnishi[2], Kosuke Tanaka[2], Minoru Matsukura[3], Hitoshi Mimura[3]
[1]Shibaraura Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Union Showa K.K.

放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発 （3）Cs 飽和吸着ゼオライト及びバインダーガラスの熱処理における形態変化

Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization
(3) Morphological change in the heat treatment of Cs saturated adsorption zeolite and binder glass

*加藤 史大[1]，新井 剛[1]，田中 康介[2]，大西 貴士[2]，薄井 茜[2]，松倉 実[3]，三村 均[3]
[1]芝浦工業大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]ユニオン昭和株式会社

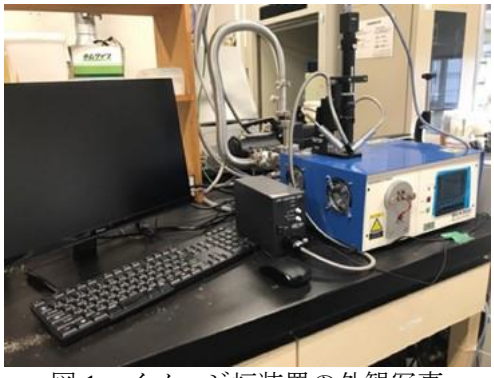
使用済みゼオライト焼結固化技術の開発に資する基礎データ取得の一環として，焼結固化で想定される熱処理中の Cs 飽和吸着ゼオライトとバインダーガラスの形状及び形態の変化をイメージ炉装置で観察した．
キーワード：福島第一原子力発電所，ゼオライト，セシウム，焼結，固化処理

1. 緒言

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所（1F）から発生する Cs 等を吸着したゼオライト（使用済みゼオライト）に対して様々な固化処理方法が検討されている．筆者らは，焼成固化法の優れた化学的安定性や減容性，ガラス固化法のゼオライト構成元素とガラスマトリックスの相溶性の利点を融合した焼結固化技術の開発を進めている[1]．焼結固化は使用済みゼオライトにバインダーガラスを添加し熱処理することで Cs を化学的安定性に優れたポルサイト（$CsAlSi_2O_6$）相として固定化した高密度焼結体を得るものである．熱処理中は，使用済みゼオライト及びバインダーガラスの形状が変化するとともに，これらが相互に作用することで形態が変化することが想定される．これらの形態変化の把握は，焼結固化の技術開発に必要不可欠であるが，基礎的知見や実験データが十分に得られていないのが現状である．そこで，焼結固化で想定される熱処理における Cs 飽和吸着ゼオライト（IE-96Cs）及びバインダーガラスの形状及び形態の変化を観察した．

2. 研究成果の概略

バインダーとして，代表的な網目形成酸化物である SiO_2, B_2O_3 及び P_2O_5 を主成分とするガラス（SiO_2-Na_2O-Al_2O_3 系，B_2O_3-Na_2O-Al_2O_3 系及び P_2O_5-Na_2O-Al_2O_3 系）試料を調製し，TG-DTA による熱分析を実施することで熱的安定性に係るデータを取得した．また，これらのガラス試料及び IE-96Cs をイメージ炉装置で加熱し，CCD カメラユニットによるその場観察に供した．ガラス試料単体，IE-96Cs 単体及びこれらの混在試料の加熱試験結果から，イメージ炉装置がバインダーガラスと IE-96Cs との相互作用のその場観察手法として有効であることを確認した．さらに，外観観察及び SEM 観察を実施することで，加熱前後の試料形態の変化を把握した．当日は，これらの基礎データについて紹介する．


図 1　イメージ炉装置の外観写真

謝辞

本報告は，日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業－共通基盤型原子力研究プログラム－」により実施された平成３０年度「放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発」の成果の一部です．

参考文献

[1]　新井　他：日本原子力学会「2019 年春の年会」2B12

*Fumihiro Kato[1], Tsuyoshi Arai[1], Kosuke Tanaka[2], Takashi Onishi[2], Akane Usui[2], Minoru Matsukura[3] and Hitoshi Mimura[3]
[1]Shibaraura Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Union Showa K.K.

放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発
（4）Cs 飽和吸着ゼオライトの熱処理における相状態変化

Development of the sintering solidification method for spent zeolite to long-term stabilization
(4) Phase relation in heat treatment of Cs saturated adsorption zeolite

*薄井 茜[1]，田中 康介[1]，大西 貴士[1]，新井 剛[2]，加藤 史大[2]，松倉 実[3]，三村 均[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]芝浦工業大学，[3]ユニオン昭和株式会社

使用済みゼオライト焼結固化技術の開発に資する基礎データ取得の一環として、Cs 飽和吸着ゼオライトの熱処理に伴うポルサイトの発現条件を調査した。

キーワード：福島第一原子力発電所，ゼオライト，セシウム，焼結，固化処理

1. 緒言

東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所（1F）から発生する Cs 等を吸着したゼオライト（使用済みゼオライト）に対して様々な固化処理方法が検討されている。筆者らは、焼成固化[1]の化学的安定性とガラス固化の操作性を活かし、少量のガラスをバインダーとして添加する使用済みゼオライトの焼結固化技術の開発を進めている[2]。焼成固化の優れた化学的安定性は、ポルサイト（$CsAlSi_2O_6$）の形成に起因する[1]が、その形成挙動には不明な点が多い。そこで、ポルサイトの発現条件を把握するための基礎データ取得の一環として、Cs を飽和吸着させたゼオライトの熱処理における相状態の変化を調査した。

2. 実験方法

実験に供したゼオライトは 1F で使用している IE-96 である。Cs を飽和吸着させた IE-96（IE-96Cs）を調製し、水平差動型示差熱天秤により空気中において所定温度（500、1000、1100、1200 ℃）まで 10 ℃/min で昇温後、炉冷する熱処理を行った。熱処理後の IE-96Cs を粉砕し、X 線回析（XRD）装置により化合物を同定した。また、熱処理した IE-96Cs の一部をステンレス製のマウントへエポキシ樹脂で固定したのちに鏡面研磨し、光学顕微鏡及び SEM による組織観察並びに EPMA による元素分析に供した。

3. 結果

XRD 結果を図 1 に示す。室温から 500 ℃までは IE-96Cs 由来の回折ピークが確認されたが、1000 ℃まで加熱すると回折ピークが消失した。その後、1100 ℃付近から IE-96Cs とは異なる回折ピークが現れ始め、1200 ℃ではポルサイトの由来の回折パターンが明確に確認された。このことから、IE-96Cs の熱処理においては、1100 ℃付近からポルサイトが発現することがわかった。

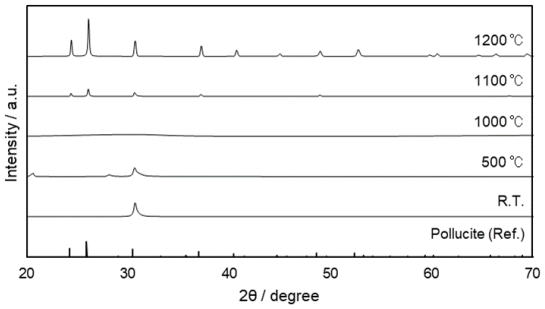


図 1　熱処理後における IE-96Cs の XRD 結果

謝辞

本報告は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業－共通基盤型原子力研究プログラム－」により実施された平成３０年度「放射性核種の長期安定化を指向した使用済みゼオライト焼結固化技術の開発」の成果の一部です。

参考文献

[1]　菅野　他：日本原子力学会誌 19（1977）113、[2]　新井　他：日本原子力学会「2019 年春の年会」2B12

---

*Akane Usui[1], Kosuke Tanaka[1] Takashi Onishi[1], Tsuyoshi Arai[2], Fumihiro Kato[2], Minoru Matsukura[3] and Hitoshi Mimura[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Shibaraura Institute of Technology, [3]Union Showa K.K.

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

Wed. Sep 11, 2019 5:10 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 8:10 AM - 9:00 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[1B17-19] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 6

Chair:Yoshihiro Okamoto(JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1B17] Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP
(1)Cs Volatilization at Vitrification Process

*Ryo Koga[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemittsu[1], Toshiro Oniki[2], Yasutomo Tajiri[2] (1. Kyushu Univ., 2. IHI)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1B18] Study on applicability of vitrification system using Cold Crucible Induction Melter(CCIM)
(1)Glass formulation study

*Tomoe Takahashi[1], Toshiki Fukui[1], Toshiro Oniki[1], Yasutomo Tajiri[1] (1. IHI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1B19] Study on applicability of vitrification system using Cold Crucible Induction Melter(CCIM)
(2)Evaluation of CCIM operability by full scale mock-up test

*Ryosuke Ito[1], Toshiki Fukui[1], Toshiro Oniki[1], Yasutomo Tajiri[1] (1. IHI)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

福島汚染水処理で発生する Cs 吸着ゼオライト廃棄物の溶融ガラス固化
(1) 溶融時の Cs 揮発挙動

Vitrification of Cs-Sorbed Zeolite Waste Generated from Decontamination of Effluents at Fukushima Dai-ichi NPP
(1) Cs volatilization at vitrification process

*古賀 遼[1], 稲垣 八穂広[1], 有馬 立身[1], 出光 一哉[1], 鬼木 俊郎[2], 田尻 康智[2]
[1]九大, [2]IHI

東京電力福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生している Cs 吸着ゼオライト廃棄物の合理的な処理方法として溶融ガラス固化が挙げられる。本研究ではガラス融剤の種類/添加量、溶融時間等の固化条件をパラメータとして Cs 吸着ゼオライトをガラス固化し、ガラス溶融時の Cs 揮発挙動を速度論的に評価した。

キーワード：セシウム吸着ゼオライト廃棄物、溶融ガラス固化、セシウム揮発

1.緒言

東京電力福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生した Cs 吸着ゼオライト廃棄物の合理的な処理方法の一つとして、溶融ガラス固化が検討されている。溶融ガラス固化では、ガラス融剤の種類／添加量や溶融温度／時間、ガラスサイズ（表面積／重量比）などの固化条件が、Cs 揮発挙動に影響する。本研究では、ガラス融剤の種類／添加量、溶融時間、ガラスサイズをパラメータとして Cs 吸着ゼオライトをガラス固化し、Cs 揮発率の測定・評価からガラス溶融時の Cs 揮発メカニズムについて検討した。

2.実験

Cs（コールド）を 1 wt%吸着させたゼオライト（合成チャバサイト IE96）にガラス融剤として $Na_2B_4O_7$：30 wt%と、Li_2O（または Na_2O, K_2O, CaO ）を数 wt%加え、1025℃で 3 h 溶融し、急冷、アニール、徐冷によりガラス固化体を作製した。作製したガラス固化体の均質性を評価した後、固化体中の Cs 含有量を XRF を用いて測定し、Cs 揮発率（溶融時の Cs 揮発量／ガラス固化前のゼオライトの Cs 吸着量）を評価した。また、Cs 揮発の速度論的評価として、添加融剤 $Na_2B_4O_7$：30 wt%＋ Li_2O：5 wt%、溶融温度 1025℃の固化条件において、溶融時間とガラスサイズをパラメータとしてガラス固化体を作製し、固化体中の Cs 含有量測定から Cs 揮発率の溶融時間及びガラスサイズ依存性を評価した。

3.結果・考察

実験結果の一例として、添加融剤 $Na_2B_4O_7$：30 wt%＋ Li_2O：5 wt%の場合の Cs 揮発率のガラスサイズ（重量）／溶融時間依存性の結果を図 1 に示す。Cs 揮発率は溶融時間に対してほぼ直線的に増加することより、Cs は一定速度で揮発することが分かった。また、この時の Cs 揮発速度（Cs 揮発率-溶融時間直線の傾き）はガラスサイズ（重量）の 3 乗根にほぼ反比例し、球形試料を仮定するとガラス表面積当りの Cs 揮発速度を一定とみなせることより、Cs 揮発の律速過程は溶融ガラス表面からの Cs 揮発プロセスであることが示唆された。

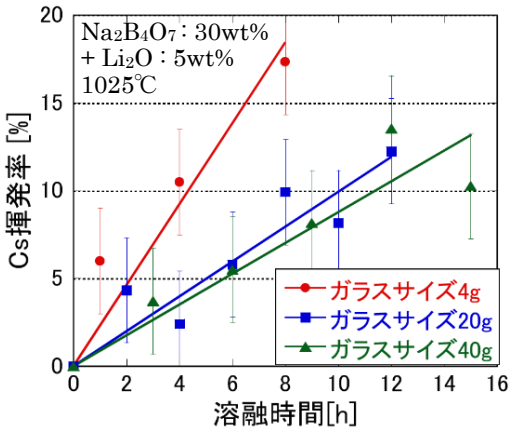


図 1　Cs 揮発率：ガラスサイズ／溶融時間依存

*Ryo Koga[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Toshiro Oniki[2], Yasutomo Tajiri[2]
：[1] Kyushu Univ. , [2] IHI

注：本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発））」の一部としてなされたものである。

コールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM）を用いた溶融ガラス化システムの適用性検討 （1）ガラス組成開発

Study on applicability of vitrification system using Cold Crucible Induction Melter (CCIM)
(1) Glass formulation study

*髙橋 友恵[1]、福井 寿樹[1]、鬼木 俊郎[1]、田尻 康智[1]
[1]株式会社 IHI

東京電力福島第一原子力発電所内で発生する汚染水処理二次廃棄物を、コールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM）を用いて、安定性・減容性に優れた廃棄体とすることを目的として、ガラス組成開発を実施した。ガラス化状態及び物性・特性を評価し、CCIM へ適用可能なガラス組成を選定した。

キーワード：コールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM）、低レベル放射性廃棄物、溶融ガラス化

1. 緒言

CCIM は多種多様な廃棄物への適用性が高く、減容性及び安定性の高い廃棄体を作製可能であるため、東京電力福島第一原子力発電所内の汚染水処理により発生する固体廃棄物の処理に適していると考えられる。本研究では、当該固体廃棄物を対象としたガラス組成を検討し、るつぼ試験を実施した。減容性・操業性・安定性の観点から、ガラス化状態及びガラス物性・特性を評価し、CCIM へ適用可能なガラス組成を選定した。

2. 実施方法

汚染水処理二次廃棄物の内、炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー、フェロシアン化物スラッジ、ゼオライト及びケイチタン酸塩の 5 種類の廃棄物を対象として、ガラス組成開発を行った。開発フローとしては、ガラス組成を設定してガラス試料を作製し、ガラス化状態の確認、ガラス物性（高温粘度、電気伝導度）の評価を行い、評価基準を満足するガラス組成に対して、ガラス特性（規格化浸出量）の評価を行った。ガラス試料は、模擬廃棄物と添加剤を 100ml 規模のるつぼに入れ、電気炉にて所定の溶融温度で加熱・溶融し、急冷することで作製した。ガラス化状態の確認については、作製したガラスの上面及び断面における未溶融物の有無を、目視観察により確認し評価した。ガラス特性としては、PCT-A 試験を行い、B、Li、Na、及び Si の規格化浸出量を取得した。

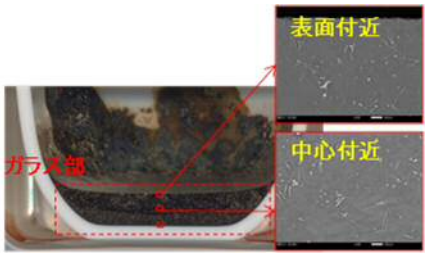


図 1 ガラス化試験結果
（鉄共沈スラリー）

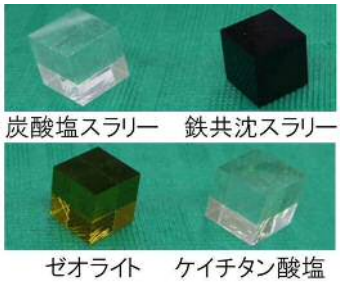


図 2 各廃棄物のガラス化状態例

3. 結果

炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー、ゼオライト、ケイチタン酸塩、フェロシアン化物スラッジについて、廃棄物に応じたガラス組成を設定し、ガラス化状態が良好であることを確認した。フェロシアン化物スラッジを除く 4 種類のガラス組成について、物性が基準値を満足することを確認した。フェロシアン化物スラッジについては、物性に課題があることから、今後もガラス組成の調整を継続する。

*Tomoe Takahashi[1], Toshiki Fukui[1], Toshiro Oniki[1] and Yasutomo Tajiri[1]
[1] IHI Corporation

注：本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発））」の一部としてなされたものである。

コールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM）を用いた溶融ガラス化システムの適用性検討 （2）実用規模での CCIM 運転性確認

Study on applicability of vitrification system using Cold Crucible Induction Melter(CCIM)
(2)Evaluation of CCIM operability by full scale mock-up test

*伊藤 亮輔[1]，福井 寿樹[1]，鬼木 俊郎[1]，田尻 康智[1]
[1]株式会社 IHI

実用規模のコールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM）試験装置を用いた溶融ガラス化試験を実施し，東京電力福島第一原子力発電所内の汚染水処理により発生する固体廃棄物の模擬物（模擬廃棄物）に対して，安定した継続運転が可能であることを確認し，運転上の課題を抽出した。

キーワード：コールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM），低レベル放射性廃棄物，溶融ガラス化

1. 緒言

コールドクルーシブル誘導加熱炉（CCIM）は高周波誘導加熱により廃棄物を溶融ガラス化させる装置であり，炉壁を水冷することで炉壁内側にスカル層を形成しガラスによる炉壁の腐食を低減できるため，腐食性の高いガラスにも適用可能である。なお，炉のスタートアップやシャットダウンに要する時間が短いため容易に処理する廃棄物の変更も可能である。このことから，CCIM は多種多様な廃棄物への適用性が高く，かつ減容性及び安定性の高い廃棄体を作製可能であるため，福島第一原子力発電所内の汚染水処理により発生する様々な固体廃棄物の処理に適していると考えられる。当該固体廃棄物を対象とした場合の CCIM の運転性を確認することを目的として，CCIM 実用規模炉を用いた溶融ガラス化試験を実施した。

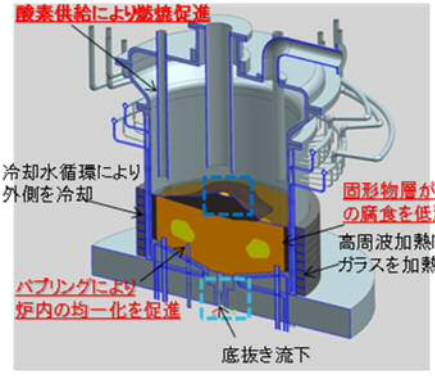


図 1　CCIM 概要

2. 試験

本試験は韓国 KHNP（韓国水力原子力発電）が保有する CCIM 実規模炉を用いて行った。福島第一原子力発電所から発生する固体廃棄物のうち炭酸塩スラリー模擬物を対象として，模擬廃棄物の処理速度を 40 l/hr，60 l/hr，80 l/hr として溶融ガラス化試験を実施した。溶融ガラス化試験はスタートアップ，約 3.5 時間の模擬廃棄物及び添加物の供給，流下の流れで実施した。一連の運転において，ガラス温度は 1200℃以下とし，炉内をバブリングにて撹拌しながら運転を行った。

以上の試験により CCIM 実用規模炉における炭酸塩スラリー模擬物に対する処理速度，運転状態，ガラスの流下性，Sr の移行挙動等の運転に係る項目を確認し，運転上の課題を抽出した。また，作製したガラスの均質性及び結晶化の状態，化学的安定性，圧縮強度について評価を実施した。

3. 結果・考察

CCIM 実規模炉を用いて，炭酸塩スラリー模擬物を供給速度 40～80 l/hr において，仮焼層を安定した状態で形成し，継続運転が可能であることを確認した。Sr の移行率がやや高い傾向を示す等の課題を抽出したため，運転条件の調整により更なる移行率の低減を検討予定である。また，製作されたガラスは結晶物や第二相の析出が無く均質であることが確認できた。

---

*Ryosuke Ito[1], Toshiki Fukui[1], Toshiro Oniki[1] and Yasutomo Tajiri[1]
[1]IHI Corporation.

注：本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発（先行的処理手法及び分析手法に関する研究開発））」の一部としてなされたものである。

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

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[1C01-07] Waste

Chair:Keiichiro WAKASUGI(Tokai Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1C01] Leaching behavior of radionuclides from irradiated endpiece under geological repository condition

(1)Objectives and overview of the research program

*Tomofumi Sakuragi[1], Hiroyoshi Ueda[1], Yu Yamashita[2], Masashi Ichikawa[3] (1. RWMC, 2. TOSHIBA ESS, 3. NFD)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1C02] Leaching behavior of radionuclides from irradiated endpiece under geological repository condition

(2)Estimation of a radioactive inventory in an endpiece sample

*Tsukasa Sugita[1], Kenichi Yoshioka[1], Yu Yamashita[1], Tomofumi Sakuragi[2], Hiroyoshi Ueda[2], Masashi Ichikawa[3] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. Nippon Nuclear Fuel Development Co.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1C03] Evaluation of HLW glass dissolution rate as a function of dissolved silica concentration using Si isotopes

*Ryosuke Kato[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1], Keita Mutou[1], Sanae Shibutani[2] (1. Kyushu Univ., 2. NUMO)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1C04] Study of Method to Improve Site Disposal Efficiency by High Waste Content Glass

*Junichi Yamashita[1], Tetsuo Fukasawa[2], Akihiro Suzuki[3] (1. TAIEI , 2. HGNE, 3. NFD)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1C05] Analysis of neutron field on geological repository of various high-level radioactive waste

(2)Development of gamma-ray field analysis module

Daiki Maeda[1], *Naoto Aizawa[1], Tomohiko Iwasaki[1] (1. Tohoku Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1C06] The effect of carbonate ion on the dissolution of UO_2

*Yuriko Moroi[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kitamura[2], Shingo Kimuro[2] (1. Tohoku university, 2. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1C07] Effect of Partitioning and Transmutation of Minor Actinoids on Long-Term Safety Assessment of High-Level Radioactive Waste Repository

*Takumi Ojima[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

地層処分における照射済みエンドピースからの核種放出挙動評価
ー(1) 安全評価における課題と試験計画の概要ー

Leaching behavior of radionuclides from irradiated endpiece under geological repository condition
– (1) Objectives and overview of the research program –

*桜木 智史[1]，植田 浩義[1]，山下 雄生[2]，市川 真史[3]
[1]（公財）原環センター，[2]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[3]日本核燃料開発株式会社

エンドピースからの炭素 14 の放出等、処分の安全評価に資するため、既存の評価モデルやパラメータ、CAST プロジェクト等の海外知見や課題を整理し、必要な分析等、今後の試験計画を策定した。また、分析等に供する照射済みエンドピースを選定し、基本的な材料特性や照射条件を把握した。

キーワード：TRU 廃棄物、地層処分、ハル・エンドピース、炭素 14、CAST プロジェクト

1. 緒言

使用済み燃料の再処理で発生する燃料集合体の金属廃材（ハル・エンドピース）は TRU 廃棄物として地層処分される予定である[1]。ハル・エンドピースに含まれる炭素 14 は、処分の安全評価における重要核種であり、そのうちの約 3 割がエンドピース（燃料集合体のタイプレートやノズルでステンレス鋼製）に含まれると計算評価されているが[2]、これまで国内で実廃棄物としてのエンドピースを分析評価した例は見あたらない。一方、欧州では炭素 14 の課題全体に対応した共同研究（CAST プロジェクト）によって、放射化ステンレス鋼の分析等による評価や課題が取りまとめられている[3]。原環センターでは、国内の照射済みエンドピースを対象とし、核種放出等の安全評価パラメータのデータ取得や評価モデルの向上を目指した試験を開始した。

2. 地層処分の安全評価における評価モデルと課題

我が国の最新の安全評価[1]によると、ハル・エンドピースからの核種は、金属材料の腐食速度に従って調和的に放出し、その腐食速度は 0.02 μm/y、放出期間は 8,500 年とされている。すなわち、評価モデルにおいてエンドピースは板厚 0.34 mm の箔状で、核種の分布は均一とされている。ステンレス鋼の腐食速度はきわめて遅いという実験データが示されているが[4]、燃料端部での中性子照射量は不均一であり、放出モデルの妥当性について検証する必要がある。また、腐食と核種放出の調和性について、CAST プロジェクトの総括[3]でも非常に不確実性の高い課題として位置づけられており、実際に浸漬試験で検証する必要がある。炭素 14 は放出する化学形態が移行シナリオ等の観点から重要であるが、きわめて低濃度であるため分析方法を構築する必要がある。

3. 分析対象試料と試験計画

分析対象として、比較的使用量の多い BWR 燃料集合体（STEP III 燃料、集合体平均燃焼度 35.0 GWd/t）の下部タイプレートを選定した（図 1）。試験は 5 カ年を目処として計画した。前半で核種組成やインベントリ、分布に注力した分析・解析を実施する。その情報に基づいて、浸漬試験の手法（エンドピースからの試料採取位置、ガス成分核種のサンプリングや分析方法、容器等）を検討し、計画後半から浸漬試験を開始する。なお、浸漬は 5 カ年以降の長期も見据えて計画し、実廃棄物の特性評価に基づいた、エンドピースの処分に関する評価パラメータ・モデルの整備に資する予定である。

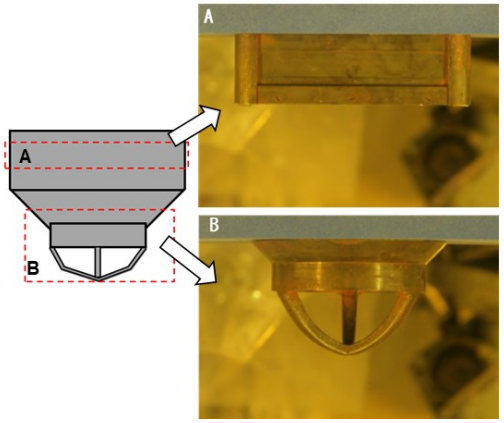


図 1　分析対象とした照射済みエンドピース（下部タイプレート）の外観

※本発表は経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「平成 30 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業(TRU 廃棄物処理･処分に関する技術開発)」の成果の一部である。

参考文献

[1] 原子力発電環境整備機構，包括的技術報告書レビュー版 2018；第 6 章 [2] Sakuragi et al., Proceedings of ICEM2013, 2013. [3] Mibus et al., Final synthesis report on results from WP2, CAST Report D2.18, 2018. [4] Sakuragi et al., Progress in Nuclear Energy 2016; 87: 26-31.

*Tomofumi Sakuragi[1], Hiroyoshi Ueda[1], Yu Yamashita[2] and Masashi Ichikawa[3]
[1]Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [3] Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

地層処分における照射済みエンドピースからの核種放出挙動評価
ー(2) 照射済みエンドピースの核種インベントリ評価ー

Leaching behavior of radionuclides from irradiated endpiece under geological repository condition
– (2) Estimation of a radioactive inventory in an endpiece sample –

*杉田　宰[1]，吉岡研一[1]、山下 雄生[1]，桜木 智史[2]，植田 浩義[2]，市川 真史[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]（公財）原環センター，[3]日本核燃料開発株式会社

ハル・エンドピース等の廃棄体からの核種溶出モデル高度化のために、照射済みエンドピース中の核種インベントリ評価手法の開発を進めている。照射によるエンドピース中の核種生成量の分布を評価するために、簡略化したエンドピースのモデルを用いた中性子照射および放射化量の解析および照射済みサンプルの放射能測定を実施し、解析結果と測定結果を比較する事でインベントリ解析精度の評価を実施した。

キーワード：TRU 廃棄物、地層処分、ハル・エンドピース、炭素 14、CAST プロジェクト

1. 緒言

使用済み燃料の長期安全評価において、燃料集合体の金属廃材中に含まれる炭素 14 等の核種インベントリを把握することが重要である。特にステンレス鋼製のエンドピースには比較的高い割合で放射性核種が含まれると評価されているため、解析手法の確立が求められている。原子炉中の中性子フラックスおよびスペクトルは空間的分布により異なるため、同一の構造であっても核種生成量は位置により異なる。この位置依存性を考慮した核種インベントリの評価を行うために、照射済みのエンドピースサンプルの一部の放射能測定およびモンテカルロ燃焼解析コードを利用した三次元的な放射化解析を行い、両者の結果を比較することで照射済みエンドピース中の核種インベントリ評価手法の検討および精度の評価を行った。

2.サンプルの放射能測定

放射化量の実測を行うサンプルとして、照射終了から約 20 年が経過した BWR 燃料集合体（STEP III 燃料、集合体平均燃焼度 35GWd/t）の下部タイプレートを選定した。下部タイプレートの上端から約 30mm の部位から約 0.07g の測定用試料を抽出し、Ge 検出器を用いてガンマ線スペクトル測定を行った結果、測定位置でのコバルト 60 の比放射能量は 1.79×10^{7} Bq/g となった。

3. モンテカルロ燃焼計算による核種インベントリ分布解析

廃棄体のインベントリ評価には、三次元モンテカルロ輸送計算コード(MCNP)と燃焼計算コード(ORIGEN2)を組み合わせたモンテカルロ燃焼計算コード MCNP-BURN2 を使用した。エンドピース中の中性子照射量を評価するために、エンドピースの構造を角筒体系に簡略化したモデルを作成した。中性子は燃料の下端の高さから発生させ、照射量の合計が燃焼度の 35GWd/t に対応するようにフラックスを設定し、スペクトルは代表的な核分裂スペクトルを再現する Watt Fission Spectrum を使用した。以上の条件においてエンドピース中の炭素 14 分布およびコバルト 60 分布を解析した。図 1 に高さ方向のコバルト 60 量の解析結果と、Ge 検出器によるサンプルの実測結果を示す。実測したサンプルは取り出しから約 20 年が経過しているため、解析結果も同様に 20 年間の冷却を考慮した。放射化によるインベントリ生成量は高さ方向の依存性を持つ。また、実測値と比較した結果、試料抽出位置におけるコバルト 60 の比放射能と解析値は約 1 桁の精度で予測できることが分かった。今後、より精度の高い解析を行うために、燃料からの中性子スペクトルの詳細化および、エンドピース構造の詳細化を行う予定である。

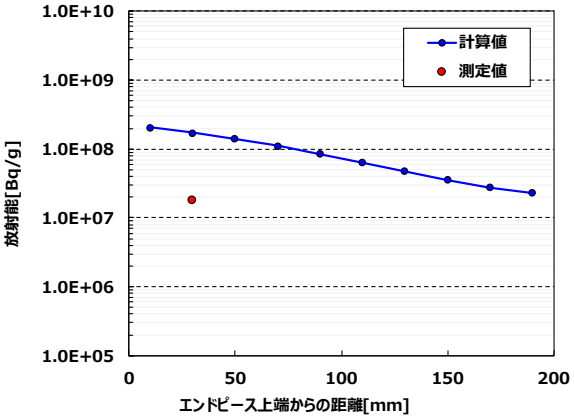


図 1 コバルト 60 放射能解析結果と測定結果

※本発表は経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「平成 30 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（TRU 廃棄物処理・処分に関する技術開発）」の成果の一部である。
※本資料に掲載の商品名・サービス名は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

*Tsukasa Sugita[1], Kenichi Yoshioka[1], Yu Yamashita[1], Tomofumi Sakuragi[2], Hiroyoshi Ueda[2], Masashi Ichikawa[3]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [3]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

Si 同位体を用いた試験によるガラス固化体溶解速度の溶存シリカ濃度依存性評価

Experimental evaluation of HLW glass dissolution rate as a function of dissolved silica concentration by using Si isotopes

*嘉藤 良介[1]，稲垣 八穂広[1]，有馬 立身[1]，出光 一哉[1]，武藤 圭太[1]，澁谷 早苗[2]
[1]九州大学工学研究院，[2]NUMO

ガラス固化体の溶解挙動はガラス組成に加え、環境条件（温度, pH, 地下水組成, 反応時間等）によって複雑に変化する。本研究では、国際標準模擬ガラス固化体(ISG)について、反応溶液に Si-29 濃縮シリカ溶液を用いてマイクロチャネル流水試験を行い、ガラス溶解速度の溶存シリカ濃度依存性を測定・評価した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物ガラス固化体、溶解速度、Si 同位体、マイクロチャネル流水試験法

1.緒言

高レベルガラス固化体は処分後数千年経過すると地下水と接触し、溶解・変質により放射性核種をゆっくりと放出することが想定される。ガラスの溶解・変質挙動は様々な環境条件（温度, pH, 地下水組成, 反応時間等）によって複雑に変化するため、その溶解メカニズムにはまだ不明な点が多く、更なる理解が必要である。本研究では、ISG ガラスについてマイクロチャネル流水試験法を用いた液性一定条件での溶解試験を行い、溶存 Si 濃度および pH をパラメータとしてその溶解速度を測定・評価した。

2.実験

ガラス試料はクーポン状の ISG ガラス、反応溶液は溶存 Si 濃度を調整した Si-29 濃縮シリカ溶液とし、マイクロチャネル流水試験法を用いて液性条件一定でガラス試料と反応溶液を接触させた。溶液 pH は 4, 7, 9 に、溶存 Si 濃度は各 pH における飽和濃度を基に 0 - 120ppm の範囲に設定した。反応後溶液を適時サンプリングし、ガラスから溶出した元素濃度（Si-28）の ICP–MS 測定よりガラス溶解速度を算出した。

3.結果・まとめ

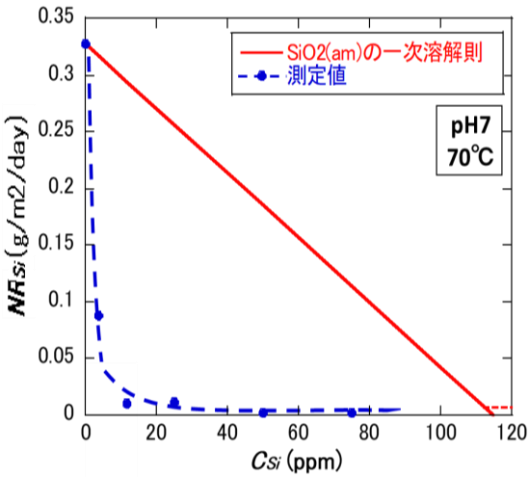
測定結果の一例として pH7 におけるガラス溶解速度（Si 溶解速度）の溶存 Si 濃度依存性を右図に示す。図より pH7 におけるガラス溶解速度は溶存 Si が飽和濃度に達するより前に急激に小さくなることから、現在考えられている SiO_2(am)の一次溶解則を基にした以下の単純な速度式には従わないことが分かった。

$$r \sim r_0(\mathrm{pH,T})[1-(C_{si}/C_{sat})]+r_{residual}$$

r_0：初期溶解速度，　$r_{residual}$：残存溶解速度

C_{si}：溶存 Si 濃度，　C_{sat}：飽和 Si 濃度

また、pH4, pH9 いずれの場合もガラス溶解速度は上記の速度式には従わず、加えて pH7 とは異なる溶解挙動を示した。



ガラス溶解速度の溶存シリカ濃度依存性

これらの結果から、ガラス溶解速度は SiO_2(am)の単純な溶解・析出反応に支配されていないことが分かる。ここで、ガラスからの Al の溶解速度が他元素に比べて明らかに小さかったことから、ガラスから溶解した Si の一部がアルミノ珪酸塩として析出し、これがガラス表面層を形成して保護膜となりガラス溶解反応を抑制するメカニズムが推察される。また、形成されるガラス表面層の性状が pH により変化し、ガラス溶解反応抑制効果も変化することが推測される。

---

*Ryosuke Kato[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1], Kazuya Idemitsu[1],Keita Muto[1], Sanae Shibutani[2]
：[1]Kyushu University, [2]NUMO

高充填ガラス固化体による地層処分効率向上法の検討

Study of Method to Improve Site Disposal Efficiency by High Waste Content Glass

*山下淳一[1]，深澤哲生[2]，鈴木晶大[3]
[1]泰榮エンジ，[2]日立 GE，[3]NFD

高レベル廃棄物の含有率を高めた高充填ガラス固化体は地層処分効率の向上に有効であるが発熱密度が増大するため対策が必要である。本研究は現在開発が進められている高充填ガラス固化体[1]が実用化された場合の処分場面積及び経済性に及ぼす効果を評価し、発熱対策の在り方を提案する。

キーワード：高充填ガラス固化体、高レベル廃棄物、再処理前冷却期間、処分場面積、経済性評価

1. 研究目的

既存の軽水炉使用済燃料の再処理前冷却期間は 5～40 年に広く分布しており、発熱性の核分裂生成物（^{90}Sr，^{137}Cs）やマイナーアクチニド（^{241}Am 他）は多様な濃度分布となっている。このため高充填ガラス固化体の発熱対策効果は再処理前冷却期間により異なり、コスト上昇を伴うため最適な組合せが重要である。本研究は、高充填ガラス固化体の地層処分効率を一層向上するための発熱対策の在り方を検討した。

2. 高充填ガラス固化体有効性評価条件

ガラス固化体の廃棄物含有率を現行の 30%増大した高充填ガラス固化体の地層処分場所要面積及び廃棄物処理処分に係わる経済性を評価した。再処理前冷却期間は長期間の代表として 30 年を、短期間の代表点として 10 年を選定した。高充填化に伴う発熱増加の抜本的対策として MA 分離変換効果を評価した。MA 非分離の場合の発熱対策としては処分孔間隔の増加と地層処分前貯蔵期間の延長があるが、前者は処分場面積を増大させるため採用せず、現行ガラス固化体と同等(6d)以下とした。また、地層処分前貯蔵期間の延長期間をパラメータに発熱低減効果を評価した。処分場面積は各ケースの発熱対策を基にガラス固化体発熱量の時間変化を入力データとして処分場３次元熱伝導解析により緩衝材最高温度を現行ガラス固化体と同等とする条件で評価した。地層処分は硬岩盤、横置方式とした。経済性は既存再処理設備のコスト見積及び公開データ[2]を用いてガラス固化体数、貯蔵期間等を考慮して評価した。

3. 地層処分効率評価結果

表１に高充填ガラス固化体の地層処分効率評価結果まとめを示す。表１より再処理前冷却期間が 30 年で MA 非分離の場合(①)は処分貯蔵期間を 200 年程度必要であり貯蔵コストが増加する。これに対し、MA 分離の場合(②)は熱的余裕が大きいためガラス固化体充填率を 20%高め、処分孔間隔も 20%削減可能であり処分場面積は 40%低減し、経済性も向上する。これは、長半減期（約 432 年）の ^{241}Am 蓄積量が多いため、地層処分前貯蔵期間延長による発熱量低減効果は小さいのに対し、MA 分離の効果が大きいためである。

一方、再処理前冷却期間が 10 年の場合、MA 非分離(③)は MA 分離(④)に比べ処分場面積は同等であるがコスト低減効果が大きい。これは FP 発熱が支配的で処分前貯蔵延長が有効に効くためである。

以上より、高充填ガラス固化体の MA 分離は ^{241}Am 蓄積量に応じ最適組合せとすることが望ましいことが明らかになった。

表１　高充填ガラス固化体の地層処分効率評価結果　　d: 処分孔径

No	項　目	現行ｶﾞﾗｽ固化体	高充填ガラス固化体			
			①	②	③	④
1	再処理前冷却期間	30年/10年	30年	30年	10年	10年
2	廃棄物充填率（Na_2O 10%含）	22%	30%	36%	30%	30%
3	発熱対策 MA分離	非分離	非分離	分離	非分離	分離
4	発熱対策 処分孔間隔（d=2.2m）	6d	6d	5d	6d	6d
5	発熱対策 処分前貯蔵期間	50年	~200年	50年	~70年	55年
⑥	処分場面積	ベース	-30%	-50%	-30%	-30%
⑦	コスト減(★;~3k億円)	ベース	★	★★	★★★	★
8	課題（▲:困難 △:ﾘｽｸ有）	―	社会的受容性（▲）	MA核変換（△）	―	MA核変換（△）

参考文献　[1]資源エネ庁他，次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業中間評価検討会資料 5-1(平成 28 年 11 月)
[2]電気事業連合会，原子燃料サイクルのバックエンド事業コストの見積について(平成 16 年 1 月)

* Junichi Yamashita[1], Tetsuo Fukasawa[2], Akihiro Suzuki[3] ([1] Taiei-Eng., [2]Hitachi-GE, [3]NFD)

多様な高レベル放射性廃棄物の処分に対する放射線場による影響解析 (2)処分場γ線場解析機能の開発

Analysis of neutron field on geological repository of various high-level radioactive waste
(2) Development of gamma-ray field analysis module

*前田 大輝[1]，相澤 直人[1]，岩崎 智彦[1]
[1]東北大学

地層処分場における高レベル廃棄物からの放射線による影響を解析することを目的として、多様な高レベル放射性廃棄物の廃棄体組成、放出γ線スペクトルを詳細に考慮した処分場γ線場解析機能の開発を行った。

キーワード：地層処分，高レベル放射性廃棄物，放射線場，γ線

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の処分において、廃棄体から放出される放射線による人工バリアの照射損傷や地下水の放射線分解などが懸念される。東北大学では、多様な高レベル放射性廃棄物からの放射線場を詳細に解析できるコードシステムの開発をおこなっている[1]。本研究では、廃棄物組成に応じたγ線放出量、スペクトルを考慮したγ線場解析機能の開発を行い、開発したコードシステムによる多様な廃棄体の処分におけるγ線場およびγ線フルエンスの詳細な解析を行った。

2. 処分場γ線場解析機能の開発

既存の解析システムの中性子場解析機能では、与えられた燃焼条件、冷却条件から燃焼計算コード HIDEC により廃棄体組成を計算し、廃棄体組成をもとに中性子源解析コード SOURCES-4C[2]を用いて放出中性子量をよびスペクトルを導出し、廃棄体組成と線源情報をもとに輸送計算コード PHITS[3]を用いて中性子場を解析していた。本研究では HIDEC 内の燃焼計算部として採用されている ORIGEN によりγ線放出量およびγ線スペクトルを導出し、PHITS のインプットとして設定するモジュールを追加することでγ線場解析機能の開発を行った。

3. 解析条件および結果

PWR の 45GWd/t の UOX 燃料を基本的な条件とし、MOX 燃料と 70GWd/t の高燃焼度燃料について解析を行った。再処理後 1000 年間のγ線の時間変化を図に示す。再処理直後では高燃焼度化で 1.50 倍、MOX 化で 1.02 倍となり Cs-137 が最も支配的であった。再処理後 1000 年時点では高燃焼度化で 1.64 倍、MOX 化で 12.9 倍となり Am-241 が最も支配的であった。

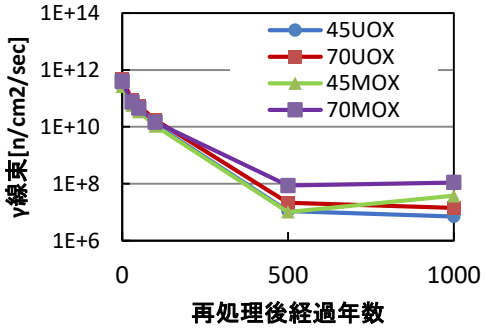


Fig. γ線束の時間変化

参考文献

[1] 前田大輝、相澤直人、岩崎智彦、「多様な高レベル放射性廃棄物の処分に対する放射線場による影響解析 (1)高レベル放射性廃棄物周辺における中性子場の詳細解析」、2017 春の年会、2017/3/28、H 会場

[2] "SOURCES 4C: A Code for Calculating (alpha,n), Spontaneous Fission, and Delayed Neutron Sources andSpectra"、LA-UR-02-1839 (2002)

[3] T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, S. Hashimoto, et.al. Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

---

*Daiki Maeda[1], Naoto Aizawa[1] and Tomohiko Iwasaki[1]

[1]Tohoku Univ.

二酸化ウランの溶解におよぼす炭酸イオンの影響評価

The effect of carbonate ion on the dissolution of UO_2

*諸井 悠里子[1], 桐島 陽[1], 秋山 大輔[1], 佐藤 修彰[1], 北村 暁[2], 紀室 辰伍[2]

[1]東北大学, [2]JAEA

使用済燃料直接処分の安全評価には燃料成分の溶解挙動が重要となるため、高濃度の炭酸イオンを含む模擬地下水における UO_2 の溶解挙動を調査した。還元雰囲気での浸漬試験より、溶液中の炭酸イオン濃度が高いと U の溶出が促進されることを明らかにした。

キーワード：直接処分，UO_2，炭酸イオン，還元雰囲気，溶解速度

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分の代替処分オプションの一つとして、使用済燃料の直接処分が検討されている。この際、燃料マトリクス中に取り込まれた放射性核種は燃料成分の溶解とともに放出されるため、燃料溶解速度が直接処分の安全評価における重要なパラメータの一つとなる。わが国で想定されている緩衝材間隙水中には、諸外国と比較して炭酸イオンが多く含まれることがモデル計算から推定されている[1]。諸外国の先行研究では、燃料溶解速度に対する炭酸イオン濃度の影響については評価されている濃度範囲が狭く、わが国の地下水には既往研究の範囲を外れるものもある。そこで本研究では、高濃度の炭酸イオンを含む模擬地下水中での UO_2 の溶解速度を評価することを目的とする。

2. 実験

溶存炭酸イオンの UO_2 の溶解におよぼす影響を検討するため、模擬地下水の炭酸イオン濃度を 0, 1, 5, 10, 50 mM と設定し、$NaHCO_3$ を溶解して浸漬液を調整した。地下の還元雰囲気を模擬するために、還元剤である $Na_2S_2O_4$ と Ar 雰囲気のグローブボックスを用いた。調製した模擬地下水に成型した UO_2 ペレットを浸漬し、これをグローブボックス内に静置し、所定時間ごとにサンプリングした。サンプリングした液相の pH、Eh(SHE)、および炭酸イオン濃度をガラス複合電極、ORP 電極、炭酸電極をそれぞれ用いて測定した。また、U 溶解におよぼすコロイドの影響を評価するために、サンプリングした溶液を 0.45 μm もしくは 10 kDa のメンブレンフィルターろ過したのち 5 % HNO_3 で希釈し、ICP-MS で溶存ウラン濃度を測定した。

3. 結果・考察

$[Na_2S_2O_4]$ = 5 mM, 浸漬期間 5, 12, 25 日について溶解速度を求めた。本研究では溶解速度は次式で定義した。

$$D_R\left[\frac{mg}{m^2 \cdot d}\right] = \frac{C*V*M}{A*t} * 10^3$$

ただし、C : 溶解した U 濃度[mol/L], V : 溶液体積[L], M : ^{238}U 質量数[g/mol]、A : UO_2 幾何学的表面積（ペレットの直径および高さより算出）[m²], t : 浸漬時間[day] とする。得られた溶解速度と炭酸水素イオン濃度との関係から、

$$\log D_R = (1.0 \pm 0.5) \log[HCO_3^-] + b$$

という相関式が各浸漬日数の結果に対して得られた。得られた相関式を用いて、低炭酸イオン条件および高炭酸イオン条件として$[HCO_3^-]$ = 1, 50 mM を設定して、各浸漬日数ごとの U の溶解速度を算出すると図 1 の通りとなった。一般的な物質の溶解同様、U の初期溶解速度が大きく、時間経過につれて速度は小さくなっている。しかしながら、いずれの浸漬日数においても U 溶解速度は炭酸水素イオン濃度に依存して大きくなり、炭酸イオン濃度が重要な評価項目であることが分かった。講演では諸外国の先行研究で得られた燃料溶解速度との比較についても報告する。

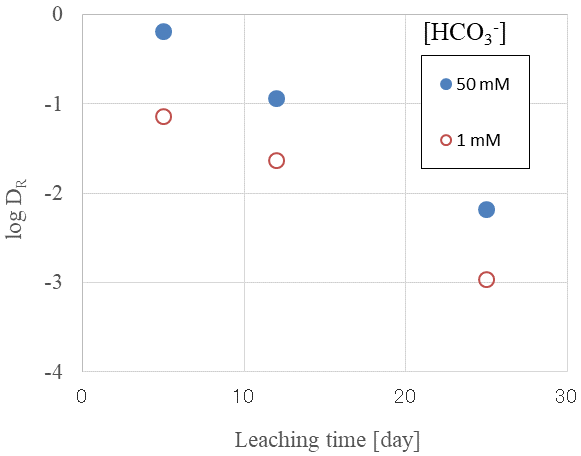


図 1　U の浸漬期間に対する溶解速度評価

参考文献

[1] A. Kirishima, A. Kuno, H. Amamiya, T. Kubota, S. Kimuro, Y. Amano, K. Miyakawa, T. Iwatsuk, T. Mizuno,T. Sasaki, N. Sato. Interaction of rare earth elements and components of Horonobe deep groundwater. Chemosphere 167(2017)798-806

謝辞

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁の受託事業「平成 30 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業(直接処分等代替処分技術高度化開発)」の成果の一部である。

*Yuriko Moroi[1], Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kitamura[2], Shingo Kimuro[2]

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

高レベル放射性廃棄物処分場の閉鎖後長期安全評価に及ぼす MA 分離変換技術の影響

Effect of Partitioning and Transmutation of Minor Actinoids on Long-Term Safety Assessment of High-Level Radioactive Waste Repository

*小嶋拓実[1]，川崎大介[1]，柳原敏[1]
[1]福井大学

マイナーアクチノイドの分離変換技術の導入が処分の安全評価に及ぼす影響を明らかにするために、従来の高レベル放射性廃棄物の処分概念においてマイナーアクチノイドによる被ばく線量が目安値を上回るようなサイト環境条件を抽出し、分離変換により初期インベントリが削減された場合の被ばく線量への影響を評価した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物処分，マイナーアクチノイド，分離変換，閉鎖後長期安全評価

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物処分の負担を低減するためにマイナーアクチノイド（MA）の分離変換技術の研究が進められている[1]。しかし、分離変換技術を導入した場合の処分の安全評価の検討事例は少ない。本研究では、MA の分離変換技術が処分の安全評価に及ぼす影響を明らかにすることを目的とし、その基礎的検討として、地下水シナリオにおいて MA インベントリの削減が有効となるようなサイト環境条件を抽出した。

2. 研究方法

第 2 次取りまとめ[2]の核種移行モデルに基づき、母岩の透水性や分配係数など、MA による被ばく線量に大きく影響を与えると考えられる幾つかの代表的なパラメータを選定した。選定したパラメータを変動させて MA を含むガラス固化体を処分した場合の核種移行計算を行い，MA による被ばく線量が目安値（10μSv/y）を超える条件を抽出した。そのような条件において MA の分離変換を想定して初期インベントリをどれだけ削減すれば MA の被ばく線量が目安値を下回るのかを調べた。

3. 結果

図 1 に母岩亀裂の透水量係数分布を変動させた場合の MA による被ばく線量評価結果の例を示す。Th-229 が支配核種として MA の被ばく線量に大きな影響を与えている。特に、透水量係数の中央値が 1×10^{-8} [m^2/s]以上の場合は、10μSv/y を超えている。

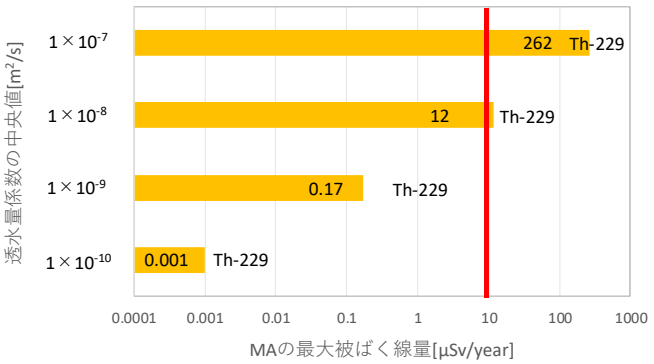


図 1　透水量係数を変えた時の MA の最大被ばく線量

4. まとめ

MA の分離変換技術が処分の安全評価に及ぼす影響を明らかにすることを目的とし、地下水シナリオにおいて MA による被ばく線量が目安値を上回るようなサイト環境条件を抽出した。発表においては複数のパラメータに関するサイト環境条件の詳細と、MA インベントリ削減の影響について報告する。

参考文献

[1]原子力システム研究懇話会，放射性廃棄物減容化・有害度低減の技術開発―核種分離・転換，NSA/COMMENTARIES : No.22（2016）.

[2]核燃料サイクル開発機構，わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の信頼性―地層処分研究開発第 2 次取りまとめ―　分冊 3　地層処分システムの安全評価，JNC TN1400 99-023（1999）.

---

*Takumi Ojima[1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1]
[1]Univ. of Fukui

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

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[1C08-10] Natural Barrier

Chair:Taiji Chida(Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1C08] Theoretical estimation method of the groundwater chemistry in granite.

*Teruki Iwatsuki[1], Hiroaki Murakami[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1C09] The application of Machine learning for reducing the computational load in the particle tracking simulation

Reduction of the computational load by identifying the path line

*Keita Sumiki[1], Takumi Saito[2] (1. Nuclear Engineering and Management,Graduate School of Engineering, Univ. of Tokyo , 2. Nuclear Professional School,Graduate School of Engineering, Univ. of Tokyo)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1C10] Evaluation of Migration Behavior of Colloids in the Natural Barrier around the waste facilities.

*Yosuke Akagi[1], Toshiyuki Nakazawa[1], Kohei Yamaguchi[1], Hisao Sato[1], Takumi Saito[2], Naoyuki Tamura[3], Naoki Yoshii[3], Takashi Kozawa[3] (1. Mitsubishi Materials Corporation, 2. The university of Tokyo, 3. Japan Nuclear Fuel Limitd)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

花崗岩中の地下水水質の再現解析手法の提案

Estimation method of long-term groundwater chemistry in granite.

*岩月 輝希[1]，村上 裕晃[1]

[1]原子力機構

深部花崗岩中の地下水水質について，地球化学計算コードによる再現解析を行い水質形成に関わる主要鉱物反応を同定する手法を考案した。また，地下水年代に基づき水質の長期変動性について考察した。

キーワード：花崗岩，地下水，水質再現解析，長期変遷

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分においては，長期的な地下水の水質変化を念頭においてその安全性評価を行う必要がある。しかしながら，ボーリング調査やモニタリングで得られる情報は数年～数十年間の情報に限られるため，数千年～数万年にわたる長期的水質変化については解析技術の妥当性を検証した上で予測解析することになる。解析技術の妥当性検証方法の一つとして，現在観察される水質を当該技術で再現可能か確認する方法が挙げられる。我々は，セメント材料の溶解等による周辺地下水の水質変化を理論的に再現した実績があり[1]，本研究では，花崗岩中の地下水水質について同様の手法で再現を試みた。

2. 方法

再現解析の対象としたのは，岐阜県東濃地域の地下水涵養域に掘削したボーリング孔から得た弱アルカリ性の淡水系地下水であり，深度とともに Na-Ca-HCO_3型から Na-HCO_3型に変化する特徴がある。解析には PHREEQC（LLNL.Dat）を利用した。PHREEQC では，任意水質の溶液に対する様々な鉱物の飽和指数の計算や鉱物と溶液の反応により形成される水質を導出することができる。本研究では，各深度の地下水に対する様々な鉱物の飽和指数を計算した上で，最も浅い深度（深度約 200m）の地下水を初期地下水として，初期地下水に対して，より深部の地下水が示す各鉱物の飽和指数に達するまで各鉱物を溶解／沈殿させた状態を理論的に計算し，計算水質と観測値を比較することで，観察値を再現可能な鉱物組み合わせを抽出した。

3. 結果・考察

様々な鉱物組み合わせにより検討を行った結果，albite, anorthite, calcite, clinochlore, fluorite, K-feldspar, SiO_2(am)等の反応を想定することで，水質の深度分布を再現可能であることが明らかになった。これらの鉱物は花崗岩中に普遍的に存在し，水質形成に関わる主要反応鉱物と考えられた。本解析手法で現在の水質を再現可能であることを示し関連する主要反応を明示することで，長期的な水質変化についても考察が可能となる。例えば上述の解析では，深度約 200m から 330m までの地下水中の Na 濃度増加に関与した albite の溶解量は，約 80 μ mol／L と算出される。既往研究から両深度間の地下水年代差は約 3 千年と推定され，花崗岩中においては数千年間にわたる水－鉱物反応期間を経ても鉱物の溶解量およびそれに伴う水質変化量がごくわずかであると判断できる。本研究で解析対象とした地下水と同様の水質は，花崗岩地域の単純温泉に分類される温泉で普遍的に観察することができる。そのような場所では，地下水流動を踏まえて複数の観測点で地下水を採取し上述の解析手法を試行することで，長期的な地下水の水質変化量を提示できる可能性がある。

参考文献

[1] 岩月ほか：地下施設で使用する吹付けコンクリートが地下水水質に与える影響 －地球化学計算コードによる評価方法の提案－，土木学会論文集 G（環境），75，pp. 42-54，2019.

---

*Teruki Iwatsuki[1] and Hiroaki Murakami[1]

[1]JAEA

核種移行解析の計算負荷低減に対する機械学習の適用
（1）主要経路の特定による計算負荷低減

The application of Machine learning for reducing the computational load in the particle tracking simulation

(1) Reduction of computational load by identifying the path line

*角木啓太[1]、斉藤拓巳[1]

[1]東大院工

Discrete fracture network(DFN)を用いた詳細な核種移行解析において、主要経路を特定することによる計算負荷低減を試みた結果を報告する。

キーワード：地層処分、天然バリア、核種移行解析、割れ目ネットワークモデル、機械学習

1. 緒言 高レベル放射性廃棄物の地層処分では、天然バリア（母岩）による遅延機能の評価にあたり、核種移行解析が行われる。我が国における母岩の代表的な候補である結晶質岩における核種移行は、割れ目ネットワーク（DFN）中の輸送としてモデル化できる。しかし、DFN を用いた詳細な核種移行解析は多大な時間を要し、大域での適用のためには、計算負荷の低減が求められる。一方、DFN 中には、多くの輸送が生じる主要経路が存在することが知られている。事前に主要経路を予測し、核種の輸送への影響が小さい亀裂を除くことで、計算負荷の低減が期待できる。本研究ではグラフ理論による解析と機械学習を組み合わせ、計算負荷の低減を試みた。

2. 手法 作成する分類器は、ある亀裂が主要経路かそうでないかを予測するニクラス分類器である。教師データ作成にあたり、まず 100 個の DFN に、非吸着性トレーサーによる核種移行解析を施し主要経路を定義した。続いて、それらの DFN に対し、亀裂の交線の中心をノードに、同一亀裂上のノードをエッジで結ぶ、グラフ化を行った。このグラフを用いて 6 種の中心性と 3 種の距離、2 種の物理量を特徴量として教師データを作成した。これを元にランダムフォレストとニューラルネットワークを訓練し新たに作成した未知 DFN に対し、主要経路の予測を行った。

3. 結論 作成した分類器の例を表 1 に示す。計算負荷低減に際し輸送に寄与の小さい亀裂を抜くアプローチは一定の低減を実現できた。一方で、BTC 全体の形状の予測への限界も示唆された。発表では、予測性能に対する主要経路の定義方法や粒子の初期配置の効果を議論する。

表 1. 分類器の性能

分類器 (閾値)	Recall [%]	Precision [%]	Reduction [%]
RF (0.4)	95.4	91.0	8.4
RF (0.7)	43.9	98.5	61.1
NN (0.6)	72.1	95.9	34.3
NN (0.8)	47.8	96.9	56.9

参考文献

[1] Valera, M., et al., *Computat. Geosci.* 22, 695 (2018).

---

*Keita Sumiki[1], Takumi Saito[1], [1]Graduate School of Engineering, The University of Tokyo

埋設施設周辺の岩盤を用いた天然バリアによるコロイドの移行抑制効果に関する試験的検討

Evaluation of Migration Behavior of Colloids in the Natural Barrier around the waste facilities.

*赤木 洋介[1]，中澤 俊之[1]，山口 耕平[1]，佐藤 久夫[1]
斉藤 拓巳[2]，田村 直之[3]，好井 直樹[3]，小澤 孝[3]
[1]三菱マテリアル，[2]東京大学，[3]日本原燃

日本原燃廃棄物埋設施設周辺の鷹架層中部層（浅地中処分深度相当）が有するコロイドのろ過効果を評価するため、岩盤の間隙構造を擾乱しないように実岩盤から成形した試料にポリスチレンラテックスコロイド（PS コロイド）を通水させるコロイド透過試験を実施し、岩盤の間隙構造とコロイド透過性との関係を検討した。

キーワード：天然バリア，間隙構造，コロイド，ろ過効果

1. 緒言　鷹架層中部層の岩盤は、砂岩や凝灰岩等の透水係数 1×10^{-7}m/s 程度の多孔質な岩盤で構成されており、廃棄体由来のコロイドに対しても、ろ過機能が期待できる可能性がある。そのため、埋設施設周辺から採取された実岩盤コア（6 種類）を対象として、岩盤の間隙構造を評価するとともに、コロイドの透過性をコロイド透過試験により確認し、コロイドのろ過効果を評価した。

2. 試験　岩盤の間隙構造を評価するため、水銀圧入法測定により間隙径分布を測定し、また、X 線 CT 測定により岩盤試料の内部構造を評価した。コロイド透過試験では、粒子径 0.2 μm の PS コロイドを初期濃度 C_0 : 10 mg/L に設定して用いた。岩盤試料はボーリングコアから円柱状（形状：φ25×L25mm）に加工してカラムに固定した。PS コロイドを含む試験溶液を、定流量ポンプを用いて岩石試料に通水し、カラムを透過した試験溶液中のコロイド濃度（C）を UV-Vis 分光光度計（日本分光製、V-670）を用いて定量し、コロイド濃度の経時変化を取得した。

3. 結果・考察　水銀圧入法測定結果より、累積間隙率は砂岩で 30～40%程度、泥岩や凝灰岩では 50～60%程度となった。また、間隙径分布としては、大きな径の間隙（1～10 μm）の割合が高い岩種（軽石凝灰岩）、径の小さな間隙（0.1～1 μm）を主体とする岩種（砂質軽石凝灰岩、泥岩）といった特徴が認められた（図 1）。また、X 線 CT による内部構造の観察結果より、緻密で密度の高い砂や礫（石英、斜長石等）、密度の低い多孔質火山ガラスの空間分布が得られた。

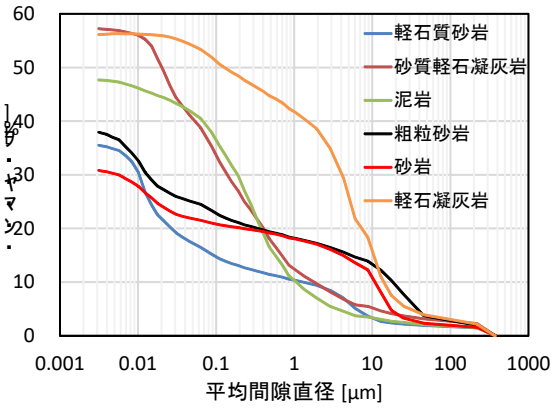


図 1　水銀圧入法による間隙径分布測定結果

コロイド透過試験において透過した試験溶液中のコロイド濃度の変化を、試料の全間隙体積（V_{eff}）に対する透過液量（V_i）の比を横軸として示した（図 2）。試験の結果、ろ過効果は岩種により異なる傾向を示し、コロイドがほぼ透過しない岩種（砂質軽石凝灰岩）、透過した後に濃度が低下する岩種（軽石質砂岩、泥岩）及び透過する岩種（粗粒砂岩、砂岩、軽石凝灰岩）の 3 つの傾向に大別された。コロイドが透過する岩種（軽石凝灰岩など）に着目すると、径が 1 μm より大きな間隙の存在割合が、コロイド透過性に影響したと考えられる。また、これらにおいて、透過したコロイド濃度の割合（C/C_0）は、60%～70%程度であり、透過する岩種であっても一定割合のコロイドが岩盤中の間隙でろ過されることを確認した。

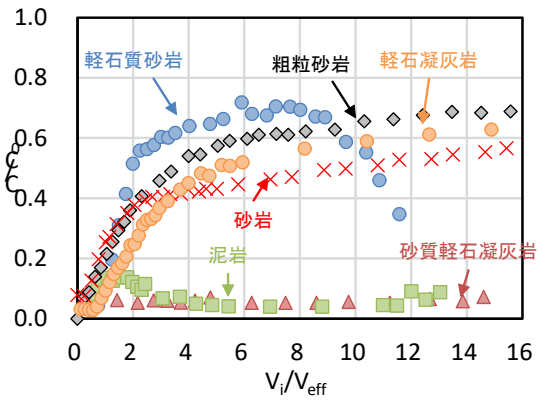


図 2　カラム試験のコロイド濃度測定結果

安全評価[1]で保守的に設定された天然バリアの移行距離は 20m であり、本試験の試料長さ（25mm）に比べ非常に長いため、岩盤は高いコロイドろ過効果を有することが見込まれる。今後は、定量的な移行評価や廃棄物由来のコロイドが長期的に漏出した場合を想定し、アルカリ変質した天然バリアのコロイド移行抑制効果も評価する予定である。

※本研究は、電力共通研究「廃棄物由来のコロイドの移行抑制効果に関する研究（フェーズⅡ）」の成果の一部である。

[1]六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター廃棄物埋設事業許可申請書　平成 9 年 9 月（一部補正）

*Yosuke Akagi[1], Toshiyuki Nakazawa[1], Kohei Yamaguchi[1], Hisao Sato[1], Takumi Saito[2], Naoyuki Tamura[3], Naoki Yoshii[3], Takashi Kozawa[3]
[1]Mitsubishi Materials Co., [2]The University of Tokyo, [3]Japan Nuclear Fuel Limited.

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

Wed. Sep 11, 2019 3:35 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[1C11-15] Nuclide Migration 1

Chair:Tomofumi Sakuragi(RWMC)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1C11] Estimation of deposition behavior of supersaturated silicic acid under the condition coexisting Mg ions and Al ions

*Atsushi Oomukai[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku University Graduate School of Engineering)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1C12] Influence of co-existing ions on the deposition behavior of supersaturated silicic acid on chlorite and sericite

*Takafumi Saito[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku University)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1C13] The effect of salt concentration on the diffusion of anions in Boom Clay

*Yuya Mizukami[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2], Yosuke Akagi[3] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University, 3. Mitsubishi Materials Corporation)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1C14] Fundamental Study of Migration Behavior of Cesium under the Unsaturated Condition through One-dimensional Column Experiments

*Masayuki Kogure[1], Ozutsumi Takenori[1], Yuichi NiiBori[1], Taiji Chida[1] (1. Tohoku Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1C15] Fundamental Study on Modeling of Radionuclide Transport Behaviors Considering Detouring Paths through an Unsaturated Layer

*Takenori Ozutsumi[1], Masayuki Kogure[1], Yuichi Niibori[1], Chida Taiji[1] (1. Tohoku Univ.)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

Mg イオンおよび Al イオン共存下における過飽和ケイ酸の析出挙動評価

Estimation of deposition behavior of supersaturated silicic acid under the condition coexisting Mg ions and Al ions

*大向 諄[1]，千田 太詩[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学

本研究では、流路の狭隘化による核種閉じ込め効果が期待される、過飽和ケイ酸の析出に及ぼす Mg イオンおよび Al イオンの影響を検討し、析出速度定数を評価した。

キーワード：放射性廃棄物、シリカコロイド、析出、流路閉塞、核種閉じ込め

1. 緒言　地層処分場建設に使用されるセメント系材料に起因して、処分場周辺の pH は 8 から 13 程度まで連続的に変化することが予想される。本研究では、このような pH 変動場におけるケイ酸の再分配に着目しており、既報[1][2]ではケイ酸析出が流路の狭隘化に寄与する可能性を示すとともに、Na イオンおよび Ca イオン共存時の影響についても検討している。そこで本研究では、Mg イオンおよび Al イオンがケイ酸析出に及ぼす影響について検討する。Mg イオンおよび Al イオンは地下水中の溶存濃度としては大きくないものの地下環境に広く遍在し、多くのケイ酸塩鉱物に含有されていることから、ケイ酸の析出に影響を及ぼす可能性がある。

2. 実験　本研究では、バッチ式の析出実験により過飽和ケイ酸の析出挙動を評価した。ケイ酸溶液に固相としてアモルファスシリカ粉末(BET(N_2)比表面積 350 m^2/g、粒径 75～149 μm)を所定量(0.1, 0.5, 1.0 g)添加し、さらに $Mg(NO_3)_2$ 溶液、あるいは $Al(NO_3)_3$ 溶液を 0～14 mM になるように加えた後、pH 緩衝液と硝酸により pH を 8 に下げてケイ酸を過飽和状態とし、析出実験を開始した。試料溶液は合計で 250 ml とし、ケイ酸濃度はこの時点で所定の過飽和濃度になるよう調整した。実験開始後、所定の時間毎にサンプリングを行い、液相と固相を 0.45 μm メンブレンフィルターを用いて分離した。そして、ICP-AES によってケイ酸析出量を求めるとともに、モリブデンイエロー法によって水溶性ケイ酸およびコロイド状ケイ酸を分別して定量した。

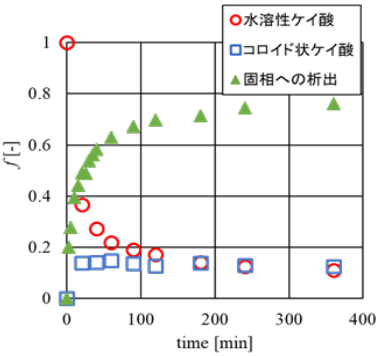


図 1　Mg 添加時ケイ酸析出挙動 (初期ケイ酸過飽和濃度 4 mM, pH8, Mg 14 mM,　固相 1.0 g)

3. 結果・考察　各イオン添加時における析出実験結果の例を図 1 および図 2 に示す。縦軸 f は各ケイ酸濃度を初期の全ケイ酸濃度で除した分率である。Mg イオンおよび Al イオンのいずれの場合も、水溶性ケイ酸の減少とともに、コロイド状ケイ酸および析出したケイ酸の増加が確認され、その析出量の増加は 60 分を目処に緩やかになった。また、析出実験初期のケイ酸析出量の経時変化から求めた析出速度定数は 1.4～2.0×10^{-10} m/s 程度となった。同オーダーの析出速度定数による岩盤亀裂の閉塞解析を行った既報[2]では流路が狭隘化する可能性が示されており、Mg イオンや Al イオン共存条件においても過飽和ケイ酸の析出により同様の核種閉じ込め効果の付与が期待される。

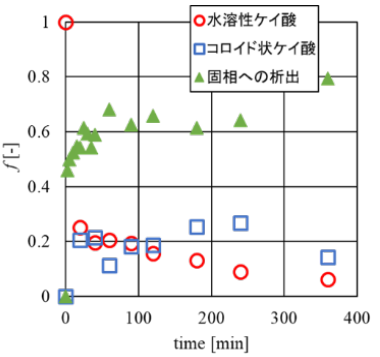


図 2　Al 添加時ケイ酸析出挙動 (初期ケイ酸過飽和濃度 4 mM, pH8, Al 14 mM,　固相 1.0 g)

参考文献

[1] 千田ら：日本原子力学会 2004 年春の年会講演要旨集，H47 (2004).
[2] 笹川ら：日本原子力学会 2013 年秋の大会講演要旨集，O03 (2013).

謝辞：本研究の一部は、科学研究費補助金 基盤(B)18H01910 の成果の一部である。ここに記して謝意を表す。

*Atsushi Omukai[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

緑泥石および絹雲母への過飽和ケイ酸の析出挙動に及ぼす共存イオンの影響

Influence of Co-existing Ions on the Deposition Behavior of Supersaturated Silicic Acid on Chlorite and Sericite

*齋藤　聖史[1]，千田　太詩[1]，新堀　雄一[1]
[1]東北大学

処分場周辺の pH 変動場におけるケイ酸析出は、地下水流路を狭隘化し、核種移行を抑制する可能性がある。本研究では、地下に遍在する緑泥石および絹雲母に対する過飽和ケイ酸の析出挙動について、Ca イオンの共存を考慮して実験的検討を行い、析出速度定数を評価した。
キーワード：放射性廃棄物処分場、過飽和ケイ酸、析出挙動、緑泥石、絹雲母、変質鉱物

1. 緒言

放射性廃棄物処分場周辺では、処分場建設に使用されるセメント系材料からの成分溶出により地下水が高 pH 化し、岩盤中のケイ酸塩鉱物からケイ酸が溶出することが懸念される。一方、分散や希釈により地下水の pH が 8 程度まで低下してケイ酸が過飽和になることで、流路表面に析出することが予想されている。このようなケイ酸の析出に伴う地下水流路の狭隘化により、天然バリア中の核種移行が抑制される効果が期待される。本研究では、析出対象である流路表面の鉱物として地下に遍在する熱水変質鉱物である緑泥石および絹雲母を想定するとともに、セメント由来の Ca イオンが過飽和ケイ酸の析出に及ぼす影響について検討した。

2. 実験

過飽和ケイ酸の析出実験では、pH 8 において所定の過飽和濃度になるように調整したケイ酸溶液(pH 12 以上)に、緑泥石(粒径 45 μm 以下)あるいは絹雲母(粒径約 10 μm)の粉末を固相として添加した。そして硝酸と pH 緩衝液を用いて pH を 8 程度に設定し、析出実験を開始した。pH を 8 に設定する直前に、Ca 濃度が 10 mM になるように $CaCl_2$ 溶液を添加した。試料溶液の総量は 125 ml とし、窒素雰囲気および 25℃に保つとともに、300 rpm で撹拌した。実験中は所定時間毎にサンプリングし、0.45 μm メンブレンフィルターを用いて固液分離した。ICP-AES により液相中の水溶性ケイ酸およびコロイド状ケイ酸の合計濃度を、モリブデンイエロー法により水溶性ケイ酸のみの濃度を測定した。また、固液分離によって取り除かれたケイ酸を固相に析出したケイ酸とし、ケイ酸の析出挙動を評価した。

3. 結果・考察

Fig. 1 は過飽和ケイ酸濃度 6 mM および緑泥石 5 g、Ca 濃度 10 mM の場合の各形態のケイ酸の経時変化である。縦軸 *f* は、各ケイ酸濃度を初期ケイ酸濃度で除した分率である。Fig. 1 より、水溶性ケイ酸が減少し、析出したケイ酸およびコロイド状ケイ酸が増加していることから、過飽和の水溶性ケイ酸が析出のみならず重合することがわかる。このようなケイ酸の析出および重合は他の実験条件においても同様に確認された。実験開始時から 40 分までのケイ酸析出速度を用いて算出した見かけの析出速度定数は、固相として緑泥石および絹雲母のいずれを用いた場合も、10^{-10} m/s オーダーであった。これは、固相を非晶質シリカとした場合の見かけの析出速度定数と概ね同様である[1]。また、本研究で得られた析出速度定数と、想定される処分環境の地下水流速および流路幅[2]から算出した Damköhler 数は 10^5 以上であり、地下水移流に対してケイ酸の析出反応が支配的になると考えられる。このことはケイ酸析出による流路の狭隘化への寄与を意味する。

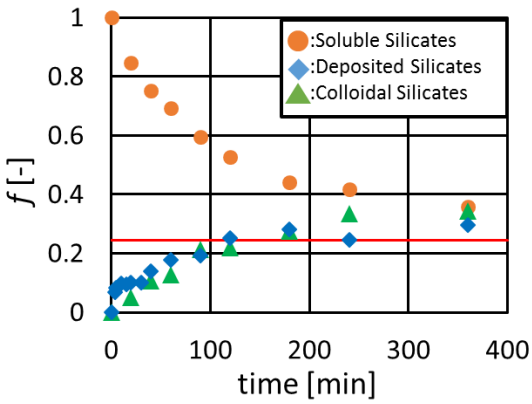


Fig. 1 Deposition behavior of supersaturated silicic acid on chlorite (Supersaturated silicic acid concentration:6 mM, Solid phase:5 g, Ca concentration:10 mM)

参考文献
[1] Sasagawa et al.: Effects of Supersaturated Silicic Acid Concentration on Deposition Rate Around Geological Disposal System, *J. of Nuclear Rad. Sci.*, **3**(4), 041010-1 – 041010-6 (2017).
[2] JNC：わが国における高レベル放射性廃棄物処分の技術的信頼性 –地層処分研究開発第 2 次とりまとめ(1999).
謝辞 本研究の一部は科学研究費補助金 基盤(B) 18H01910 の成果の一部である。ここに記して謝意を表す。

*Takafumi Saito, Taiji Chida, Yuichi Niibori
Tohoku Univ.

ブームクレイ中の陰イオンの拡散に及ぼす塩濃度の影響

The effect of salt concentration on the diffusion of anions in Boom Clay

*水上 裕野[1]，田中 真悟[2]，渡辺 直子[2]，小崎 完[2]，赤木 洋介[3]
[1]北海道大学大学院工学院，[2]北海道大学大学院工学研究院，[3]三菱マテリアル株式会社

ベルギーのブームクレイを用いて塩化物イオンおよびヨウ化物イオンの非定常拡散試験を行い、得られた見かけの拡散係数と活性化エネルギーの塩濃度依存性から陰イオンの拡散メカニズムを考察した。

キーワード：放射性廃棄物処分、ブームクレイ、拡散、陰イオン、塩濃度

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物地層処分の安全評価において、人工及び天然バリア材中の放射性核種の拡散挙動を把握することが必要である。陰イオン性の核種は、粘土中に含まれる負に帯電したモンモリロナイトによって静電的に排斥され、収着による遅延を受けずに拡散し、その排斥効果は粘土中の空隙水のイオン強度の影響を受けるとされる。そこで、本研究では異なる塩濃度で膨潤させたベルギー産粘土試料(ブームクレイ)を対象として塩化物イオン(Cl^-)やヨウ化物イオン(I^-)の非定常拡散試験を行い、得られた見かけの拡散係数(D_a)と活性化エネルギー(E_a)の塩濃度依存性から陰イオンの拡散のメカニズムを検討した。

2. 実験

^{36}Cl 及び ^{125}I をトレーサーとして非定常拡散試験（薄膜拡散実験）を行った。ブームクレイは、ベルギー東北部の地下約 225mから採取されたボーリングコア(No. CGR76/77D-j、R74-75 13a、R76-77 13d、CG76-77E 10D)から堆積面に対して垂直に切り出して成型した後、ブームクレイ模擬地下水、または模擬地下水に NaCl を添加し、NaCl 濃度を 0.05M あるいは 0.5M とした溶液でそれぞれ 14 日以上膨潤させた。膨潤後、試料に微量の $Na^{36}Cl$ 溶液あるいは $Na^{125}I$ 溶液を塗布し、拡散温度 288K～323K にて所定の時間、拡散させた。拡散試験後、試料を塗布面から 0.5mm 間隔でスライスし、スライス片の放射能測定により得られた濃度プロファイルから、$^{36}Cl^-$及び $^{125}I^-$の D_a を決定した。さらに、その温度依存性から E_a を決定した。

3. 結果・考察

NaCl濃度を0.05Mに調整した模擬地下水で膨潤させたブームクレイ中のCl^-のD_aの温度依存性を、NaCl濃度が低い模擬地下水で膨潤させた際の報告値[1]とともに図1に示す。D_aはいずれの塩濃度においても温度の低下に伴い減少する傾向を示した。またD_aに及ぼす塩濃度の影響が顕著ではないことが示された。これは、ブームクレイのモンモリロナイト含有率が低いため、モンモリロナイトによる陰イオン排斥効果が弱いことを示唆している。

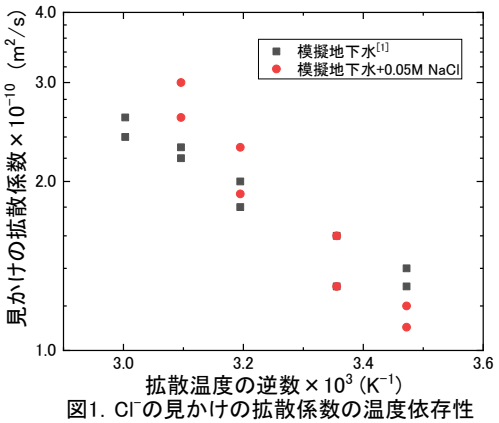


図1. Cl^-の見かけの拡散係数の温度依存性

謝辞：本研究は ONDRAF/NIRAS 研究費(Cont.No.CCHO 2017-0239/00/00)により実施された。

参考文献

[1] 水上裕野，他，日本原子力学会　2018 年秋の大会予稿集（2018）

*Yuya Mizukami[1], Shingo Tanaka [2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2], Yosuke Akagi[3]
[1]Graduate School of Engineering Hokkaido University, [2]Faculty of Engineering Hokkaido University, [3]Mitsubishi Materials Corporation

不飽和な一次元カラム充填層を用いたセシウム移行挙動に関する基礎的研究

Fundamental Study of Migration Behavior of Cesium under the Unsaturated Condition through One-dimensional Column Experiments

*小暮 将之[1]，小堤 健紀[1]，新堀 雄一[1]，千田 太詩[1]
[1]東北大学

本研究では，処分場周辺の不飽和層を模擬した一次元カラムを用いてセシウムの移行挙動を実験的に調べるとともに，移流拡散方程式により遅延係数を試算した．その結果，得られた遅延係数は従来の核種移行評価で用いられているものと同程度か若干大きく見積もられる傾向を示した．

キーワード： 不飽和層，遅延係数，相対浸透率

1.緒言　地下水面よりも浅い地下へ放射性廃棄物を処分する際には，土壌粒子の間隙に液相と気相が混在する不飽和層中の核種移行を考慮する必要がある．不飽和層においては気相の混在により，移行経路が制限されることに伴う屈曲率の増大や，固相との接触が減少することに起因した核種収着能の低下といった移行挙動への影響が考えられる．そこで本研究では，ケイ砂を充填したカラムを用いて，脱水と再冠水により処分場周辺の不飽和層を模擬し，セシウム溶液を通液することで，セシウムの移行挙動を実験的に調べた．また，理論値と比較することにより，その遅延係数を評価した．

2.実験　本研究では，飽和状態のカラムに気相を注入することにより不飽和状態を調整した．まず，平均粒径 350 μm のケイ砂を純水が適量入ったカラム(充填長さ 6 cm，内径 1 cm)に充填し，飽和状態のカラムを調整した．これに空気を注入して一度脱水し，再度純水を通液して再冠水させ，不飽和状態のカラムを調整した．カラム内の間隙における液相の占める割合(飽和率)は，0.85～0.93 の範囲に収まった．なお、飽和率は，カラム内においてほぼ一様であることを X 線 CT（図 1 内に例を示す）により確認をした．次にこのカラムを鉛直方向に固定し，上端から下端の方向に 1 mM セシウム溶液をオーバーフロー系により定圧条件で通液した．流動実験中は，流出液のセシウム濃度を原子吸光法により定量した．また，一次元移流拡散方程式を実験値にフィッティングして遅延係数を評価した．

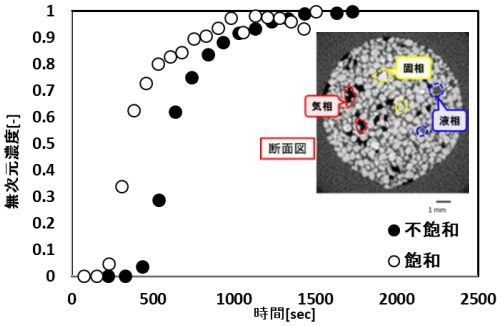


図 1　飽和及び不飽和条件におけるセシウムの移行挙動（水頭差 20 cm）およびX線 CT による断面の様子

表 1　遅延係数の評価

水頭差	飽和	不飽和（実験値）	不飽和（理論値）	実験値と理論値の差
10 cm	5.3	6.5	5.6	13.8%
15 cm	6.2	7.2	6.6	8.3%
20 cm	5.5	5.5	5.8	-5.5%
25 cm	5.1	5.5	5.4	2.0%
30 cm	6	7	6.4	10.0%

3.結果・考察　図 1 に流動実験結果およびフィッティング結果を示す．縦軸は初期セシウム濃度により規格化した無次元濃度，横軸は通液時間である．図 1 に示すように，飽和条件より不飽和条件においてセシウムの移行が遅延した．表 1 に，流動実験より評価した遅延係数(実験値)と，本実験の飽和率 0.93 に対して従来の定義[1]から見積もられる遅延係数(理論値)の比較を示す．表 1 より，実験を元に得られた遅延係数は従来評価で用いられているものと同程度か大きく見積もられた．一方，同様の流動実験をカラム下端から上端の方向に通液した発表者らの既報[2]では遅延係数が従来評価より小さくなる結果が得られており，不飽和条件下の核種移行が流れ方向に大きく依存する可能性が示唆された．

参考文献 [1] 環境省：平成 25 年 9 月 27 日中間貯蔵施設安全対策検討会（第 4 回）資料 (2013).
[2] 小堤ら原子力学会 2016 年秋の大会講演要旨集，1D01 (2016).

謝辞　本研究の一部は，，特別研究員奨励費 17J01851，，および科学研究費補助金基盤研究 17H01371 の成果である．ここに記して謝意を表す．

*Masayuki KOGURE[1], Takenori OZUTSUMI[1], Yuichi NIIBORI[1], Taiji CHIDA[1]
[1]Tohoku Univ.

不飽和層の迂回流路を考慮した核種移行挙動のモデル化に関する基礎的検討

Fundamental Study on Modeling of Radionuclide Transport Behaviors
Considering Detouring Paths through an Unsaturated Layer

*小堤 健紀[1]、小暮 將之[1]、新堀 雄一[1]、千田 太詩[1]
[1]東北大学

本検討は、不飽和層における気相の存在により生じる流路の迂回が核種移行挙動に及ぼす影響を、不飽和を考慮した二次元ネットワークモデルにより評価し、その計算結果を実験値と比較した。その結果、本モデルは実験値を良く説明できることが明らかになった。
キーワード：移流拡散方程式、ネットワークモデル、分散係数、不飽和層、核種移行

1. 緒言

福島原発事故により発生した除染廃棄物や廃炉により生じる低レベル放射性廃棄物は、浅地中ピット処分相当の処分が予定されている。地表近傍の浅地中はケイ酸塩鉱物を主成分とした粒子が充填された多孔質層を成しており、地下水および降雨が断続的に浸入するものの、間隙が水で満たされず気相が共存する不飽和状態となる。このような不飽和層においては、気相の存在による液相の迂回や核種収着サイトの減少が生じるために、核種移行挙動は間隙が液相で満たされた飽和層とは異なる。このうち液相の迂回は、移行が速い流路と遅い流路を形成することにより核種移行経路を複雑化するが、異なる複数の流路の重ね合わせにより模擬できる可能性がある。そこで本研究では、このような不飽和層における核種移行挙動のモデル化の基礎的検討として、格子状に設定した流動場に不飽和層を再現するとともに、それぞれの流路に一次元移流分散方程式を適用することにより、不飽和層における複数の迂回流路を物質移行モデルに反映することを試みた。

2. ネットワークモデルの構成

本研究は二次元ネットワークモデルにより不飽和層中の物質移行をモデル化した。格子状に設定した流路に後述の流路幅を与え、最も幅の小さい流路を次の流路として選択させることにより、不飽和層において流路が迂回する様子を図 1 のような流路の分布パターンとして再現した。流路の形状は平行平板モデルとし，流路幅は釜石鉱山における透水係数分布[1]の確率密度関数より得た統計量と等価なベルヌーイ試行列により与えた[2]。また、流路数(メッシュ)を 20×20 とした。

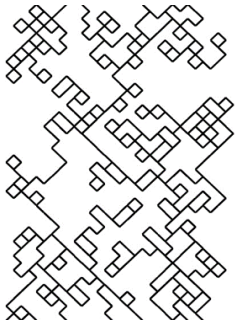


図 1. 不飽和層を再現した流路図の例

3. 結果・考察

図 2 に本モデルによる不飽和層における物質移行の計算結果と実験値[3]（カラム内に調整した不飽和層にセシウム溶液を注入し、破過曲線を測定した値）を比較した図を示す。横軸は、実験結果を実験系の平均滞在時間で無次元化した時間、縦軸は実験に用いたセシウム溶液の濃度を 1 とした無次元濃度を表す。また、破線は実験結果に対して一次元移流分散方程式によりフィッティングした結果を示す。これまで一次元移流分散方程式による実験値のフィッティングは、図中の①に示す近傍において実験値からの乖離が生じる傾向にあったが、本検討における計算結果はより良いフィッティングを示した。このことは、不飽和層においては物質の移行経路が複雑化し、透水性の局所的な変化から相対的に流路長の長くなる迂回流路が物質移動に影響を及ぼす可能性を改めて示唆する。

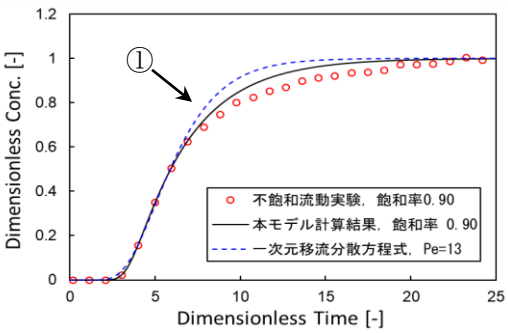


図 2. 本モデルの計算結果と実験値および一次元移流拡散方程式によるフィッティング結果との比較

参考文献

[1] JNC：わが国における高レベル放射性廃棄物処分の技術的信頼性 –地層処分研究開発第 2 次とりまとめ (1999)
[2] Y. Niibori et.al.: *Proc. of Mat. Res. Soc.*, **556**, 751-758 (1999).
[3] T. Ozutsumi et.al.: *Proc. of 2018 PBNC*, Paper No. 25877 (2018).
謝辞　本研究の一部は、特別研究員奨励費 17J01851、および科学研究費補助金基盤研究 17H01371 の成果である。ここに記して謝意を表す。

*Takenori Ozutsumi[1], Masayuki Kogure[1], Yuichi Niibori[1] and Taiji Chida[1]
[1]Tohoku Univ.

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

Wed. Sep 11, 2019 4:55 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[1C16-19] Nuclide Migration 2

Chair:Shingo Tanaka(Hokkaido Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1C16] Consideration on modeling of Nb sorption onto clay minerals in the presence of Ca

Tetsuji Yamaguchi[1], Ko Henmi[1], Logan Barr[1], Asako Shimada[1], *Saki Ohira[1], Yoshihisa Iida[1] (1. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1C17] Effect of Carbonate on the Migration Behavior of Neptunium in Bentonite

*Masayuki Hirakawa[1], Kazuya Idemitsu[1], Ryota Yamada[1], Keisuke Yoshida[1], Yaohiro Inagaki[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1C18] Diffusion behavior of Copper ions in Bentonite

*Keisuke Yoshida[1], Kazuya Idemitsu[2], Masayuki Hirakawa[1], Ryota Yamada[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2] (1. Kyushu Univ., 2. Kyushu University Department of Engineering)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1C19] DGT sampling of exchangeable Cs-137

(2)Application of DGT for Fukushima environments

*MASAFUMI FUKUOKA[1], Takumi Saito[1], Kenso Fujiwara[2], Kazuki IIjima[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

Ca 共存下での粘土鉱物への Nb 収着モデルの検討

Consideration on modeling of Nb sorption onto clay minerals in the presence of Ca

山口 徹治[1]，邉見 光[1]，ローガン バール[1]，島田 亜佐子[1]，*大平 早希[1]， 飯田 芳久[1]

[1]国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

Ca-Nb-OH 表面錯体を追加した Nb 収着モデルを構築し、Ervanne et al.（文献[1]）のデータを再解析するとともに、Ca-Nb-OH 溶存錯体について検討した。その結果、Ca-Nb-OH 溶存錯体の存在が示唆され、Ca-Nb-OH 表面錯体を考慮した収着モデルにより、文献[1]で報告されている Ca 共存下における高い Nb 収着を再現可能なことが分かった。

キーワード：Nb、Ca、イライト、収着モデル、溶解度

1. 緒言

^{94}Nb（半減期 2.03 万年）の収着分配係数（*K*d）は、中深度処分の安全評価において重要な要素の一つである。Nb は中性、アルカリ性の pH でアニオン（$Nb(OH)_6^-$, $Nb(OH)_7^{2-}$）[1],[2]を形成し、収着性が低いと予想されるが、Ca 存在下では粘土鉱物の 1 種であるイライトへの高い収着が報告[1]されている。ただし、Ca 共存下での *K*d のモデル化は成功していない[1]。そこで、Ca-Nb-OH の表面錯体を追加した収着モデルを構築し、文献[1]の *K*d データを再解析するとともに、Ca-Nb-OH 溶存錯体について検討した。

2. 収着モデルの構築

Ca 共存下での高い *K*d を再現するため、文献[1]で考慮されている表面錯体($X_ONb(OH)_5^-$, $X_ONb(OH)_6^{2-}$)に加えて、Ca-Nb-OH 表面錯体の存在を仮定したモデルを構築した。まず pH 8.5 以上の領域で $Nb(OH)_7^{2-}$が安定な溶存錯体と考えられること、*K*d に pH 依存性がないことから、以下の収着反応式(1)を推測した。

$$X_O^- + Nb(OH)_7^{2-} + Ca^{2+} = X_OCaNb(OH)_7^- \quad (1)$$

この表面錯体 $X_OCaNb(OH)_7^-$を文献[1] で考慮されている表面錯体に追加し（Model 1）、PHREEQC を用いて解析した結果、図 1 のように実験値を再現した。フィッティングにより式(1)の平衡定数を推定した(表 1)。

Model 1 で Ca-Nb-OH の表面錯体を考慮したことから、Ca-Nb-OH 溶存錯体の存在可能性についても検討した。Ca 濃度及び pH を変化させ、Nb の溶解度実験を行った。実験結果から、Ca 系での Nb の溶解反応として以下の式(2)を推測した。

$$0.5Ca(NbO_3)_2\,(s) + 3H_2O + 0.5Ca^{2+} = CaNb(OH)_6^+ \quad (2)$$

この推測に基づけば、文献[1]の実験条件においては $Nb(OH)_7^{2-}$ではなく $CaNb(OH)_6^+$が支配的な溶存種であることが示唆される。そのため、収着反応として式(1)に代わる式(3)を推測した。

$$X_O^- + CaNb(OH)_6^+ = X_OCaNb(OH)_6 \quad (3)$$

Model 1 の式(1)を式(3)に代えたモデルを Model 2 として、PHREEQC を用いて解析した結果、図 1 のように実験値を再現可能なことが分かった。フィッティングにより式(3)の平衡定数を推定した(表 1)。

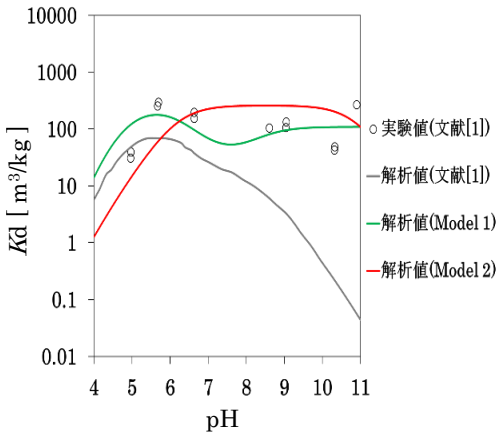


図 1 0.1 M $Ca(ClO_4)_2$ 水溶液中でのイライトへの *K*d の実験値[1]と解析結果（文献値[1]、Model 1、2）

表 1 Model 1、2 で用いた収着反応及び平衡定数

Reaction	Model	log K	Ref
$X_O^- + Nb(OH)_5(aq) = X_ONb(OH)_5^-$	1, 2	9.4	[1]
$X_O^- + Nb(OH)_6^- = X_ONb(OH)_6^{2-}$	1, 2	7.42	[1]
$X_O^- + Nb(OH)_7^{2-} + Ca^{2+} = X_OCaNb(OH)_7^-$	1	9.94±0.31	This study
$X_O^- + CaNb(OH)_6^+ = X_OCaNb(OH)_6$	2	8.27±0.47	This study

3. 結論

文献[1]で考慮された Nb-OH 表面錯体に加えて Ca-Nb-OH 表面錯体を考慮した収着モデルにより、実験値を再現することができた。

参考文献

[1] Ervanne, H., Hakanen, M., Lehto, J., *Radiochim. Acta* **102**, 839-847 (2014).

[2] Lothenbach, B., Ochs, M., Wanner, H., Yui, M. JNC TN8400 99-011 (1999).

Tetsuji Yamaguchi[1], Ko Henmi[1], Logan Barr[1], Asako Shimada[1], *Saki Ohira[1], Yoshihisa Iida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

ベントナイト中のネプツニウムの移行挙動における炭酸の影響

Effect of Carbonate on the Migration Behavior of Neptunium in Bentonite

*平川 真之[1]，出光 一哉[1]，山田良太[1]，吉田 圭祐[1]，稲垣 八穂広[1]，有馬 立身[1]
[1]九大院・工

本実験では炭酸共存下におけるベントナイト中のネプツニウムの移行挙動に着目し、炭酸濃度及びベントナイト乾燥密度に関する拡散試験を行った。各条件下でのネプツニウムの見かけの拡散係数から、炭酸濃度の上昇に伴いネプツニウムの見かけの拡散係数は減少する傾向がみられた。

キーワード：ベントナイト，ネプツニウム，炭酸錯体，拡散試験

1. 緒言

本研究で注目する ^{237}Np は半減期が長く長期にわたり放射能を有し続ける性質を持ち、崩壊後も崩壊系列に放射性核種が続くため安全評価を行う上で重要な元素である。Np は地下水環境によって化学系が変化し、移行挙動に様々な変化が生じることが予想されるため、今回はベントナイト乾燥密度及び炭酸濃度を変化させ拡散試験を行い Np の炭酸中の移行挙動を調査した。

2. 実験

圧密ベントナイト試料(クニピア F、0.8~1.6Mg/m^3、ϕ10×10mm^2)を 0.1~1.0[M] $NaHCO_3$ 水溶液と 30 日以上接触させ、飽和膨潤させた。その後試料下部にトレーサー(0.1M HNO_3 中に 10~1000[μg・L^{-1}]となるように調整された Np 溶液)を 5μL 塗布し拡散試験を行った。試験終了後、試料をスライスし、1N HNO_3 によりイオンを脱離後、ICP-MS を用いてトレーサーイオンを定量し、各条件における Np の見かけの拡散係数を導出した。

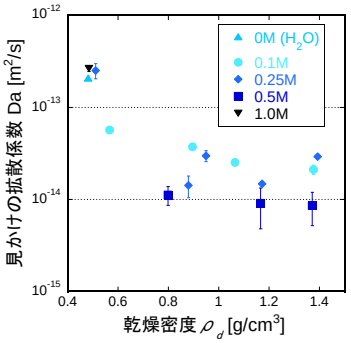


図 1 見かけの拡散係数

3. 結論

今回の実験から得られた見かけの拡散係数を図 1 に示す。見かけの拡散係数は乾燥密度の増加に従い減少する傾向がみられた。これは核種の移行経路の一つである自由空隙の割合がベントナイト密度の増大に従って減少するためだと考えられる。また、膨潤溶液である $NaHCO_3$ の濃度依存性について溶液濃度が高いほど見かけの拡散係数が小さくなる傾向がみられた。一般にイオン強度が高いと、モンモリロナイト層間隔が狭くなり、自由空隙の割合が増加するため拡散係数が大きくなる傾向が見られるがそれとは異なる結果となった。これは図 2 に示すように、実験した濃度範囲内で試料中の $NaHCO_3$ の濃度が高くなると炭酸イオン配位子の少ない Np 化学種が減少し、逆に炭酸イオン配位子の多い Np 化学種が増大し、錯体が大きくなったためと考えられる。

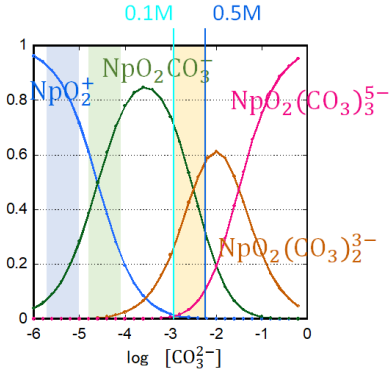


図 2　Np 化学種存在比の炭酸濃度依存性

*Masayuki Hirakawa [1], Kazuya Idemitsu[1], Ryota Yamada[1], Keisuke Yoshida[1], Yaohiro Inagaki[1] and Tatsumi Arima[1]
[1]Kyushu Univ. Eng.

ベントナイト中の銅イオンの拡散挙動

Diffusion behavior of Copper ions in Bentonite

*吉田　圭祐，山田　良太，平川 真之，出光 一哉，稲垣八穂広，有馬 立身
九大院・工

電気泳動を用いたベントナイト（クニピア F）中の銅イオンの拡散に着目し、印加電位およびベントナイト乾燥密度をパラメータとして評価した。その結果、印加電位の変化によらず、見かけの分散係数はほぼ一定となり、10^{-12}[m^2/s]オーダーの値となった。

キーワード：ベントナイト，銅，拡散

1. 緒言　使用済み核燃料を直接処分することが日本においても検討されている。世界的に、使用済み燃料の処分の際には、銅製の金属容器（オーバーパック）が使用される予定である。銅製オーバーパックが使用された場合、処分場の閉鎖後、銅が腐食しベントナイト緩衝材中に侵入することによって、放射性核種の移行パラメータに影響を与える懸念がある。そこで本研究では、銅片をアノード腐食させることによって強制的に銅をベントナイト中へ導入し、その銅の拡散挙動を調べることを目的とした。

2. 実験　圧密ベントナイト（乾燥密度:1.0, 1.2, 1.4 Mg/m^3）を 0.1M NaCl 溶液で十分に飽和膨潤させ、それぞれのベントナイトの片面に銅片を接触させ、銅片の電位を一定に保ち(+100～+400 mV vs. Ag/AgCl)、通電試験（通電期間: 2 日間）を行った。試験後、濃度プロファイルからみかけの分散係数を導出した。

3. 結果　Cu のベントナイト中の濃度分布から電位が高いほど銅イオンは多量に生成し、ベントナイト中を深くまで拡散していることが分かった。銅の溶出量を、測定した電流値および濃度分布より算出した。電流値から界面反応として Cu^{2+}が溶出する反応が起きると仮定して計算した銅の溶出量を縦軸に、濃度分布から得られた溶出量を横軸にプロットしたものを図.1 に示す。図.1 より、どの電位でも Cu は 2 価としてベントナイト中を移行していると考えられる。さらに、Cu の濃度分布を分散・移流方程式を陽的差分法で解くことにより解析を行った。フィッティングを行ったところ、よく実験値を再現することができておりその結果を図.2 に示す。分散･移流方程式から得た見かけの分散係数は 10^{-12}[m^2/s]オーダーの値となった。

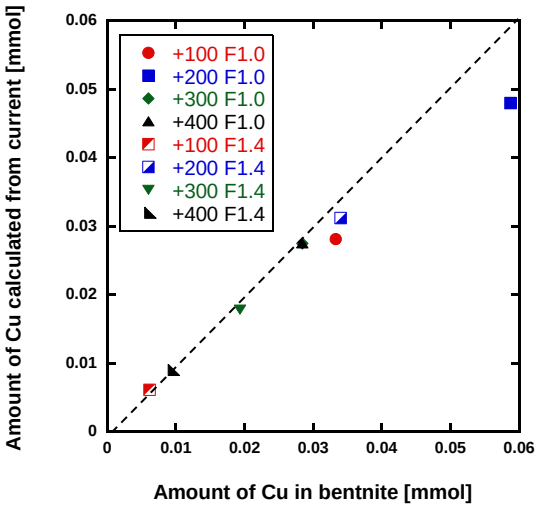


図 1　銅の溶出量

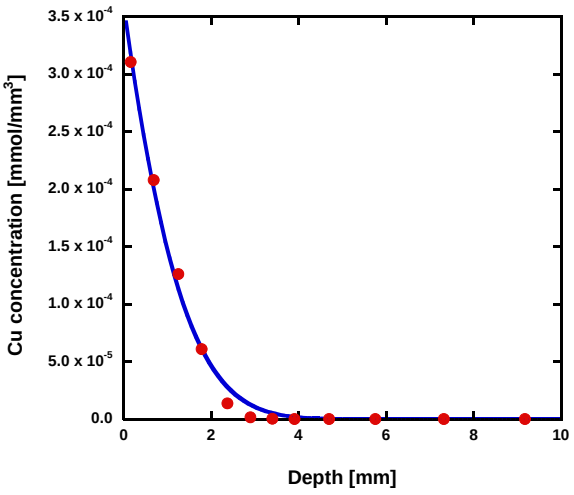


図 2 フィッティングの一例（乾燥密度 1.0 Mg/m^3,　+300mV）

参考文献 .

---

*Keisuke Yoshida, Ryota Yamada, Masayuki Hirakawa, Kazuya Idemitsu, Yaohiro Inagaki, Tatsumi Arima, Kyushu Univ.

DGT による ^{137}Cs の交換可能画分サンプリング
(2) DGT デバイスの福島環境への適用結果

DGT sampling of exchangeable ^{137}Cs

(2) Application of DGT for Fukushima environments

*福岡 将史[1]，斉藤 拓巳[1]，藤原 健壮[2]、飯島 和毅[2]

[1] 東大, [2]JAEA

本発表では，微量金属イオンの置換活性な成分をサンプリングするデバイスである Diffusive gradients in thin films (DGT)を用いて、福島第一原子力発電所近傍における環境への適用結果を報告する．

キーワード：放射性セシウム，溜池，土壌，堆積物，DGT

1. 緒言　2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故により放出された ^{137}Cs によって汚染された環境の内，大部分の居住地域の除染は完了しているものの，森林環境は手つかずの状態である．動植物による ^{137}Cs の吸収や森林環境内部，あるいは周囲の環境への ^{137}Cs の移動による汚染の変化を理解する上で，土壌固相に取り込まれた ^{137}Cs の内，土壌液相中の陽イオンと容易に交換可能である置換活性な成分を評価することが重要となる．採取後の土壌試料を用いた置換活性な ^{137}Cs 成分の評価は数多く報告されているが[1]，実際の土壌でその場評価を行った研究は少ない．本研究では，Diffusive gradients in thin films (DGT)[2]と呼ばれる環境中の微量金属イオンの置換活性な成分をサンプリングするデバイスを用いて，^{137}Cs の置換活性な成分のその場評価を行うことを目的としている．本発表では，福島第一原子力発電所近傍において Cs 用 DGT デバイスを用いた基礎試験を行った。その結果について報告する．

2. 実験方法　典型的な DGT デバイスの構造について図 1 に示す．環境中の ^{137}Cs の置換活性な成分は，開口部よりメンブレンフィルター，拡散ゲルを通過し，結合ゲル中に含まれる吸着剤によってデバイス内部に固定される．このとき拡散ゲル層に生じる濃度勾配から，環境中の ^{137}Cs の置換活性な成分の濃度を計算できる．本実験では，これらのゲルとしてアクリルアミドゲルを，また，吸着剤としてフェロシアン化銅微粒子を使用した．2019 年 3 月中旬，作成した DGT デバイスを福島第一原子力発電所近傍の森林土壌，溜池の池水，堆積物に設置した．46 時間後，設置した DGT デバイスを回収し，デバイスに取り込まれた ^{137}Cs の放射能を，Ge 半導体検出器を用いて測定した．また，比較のために，同地点で採取した環境試料に含まれる ^{137}Cs 濃度を測定した．

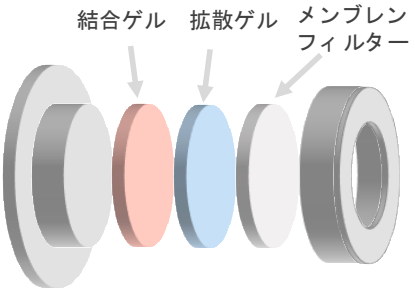


図 1 DGT デバイス

3. 結果と考察　池水に適用した DGT デバイスに取り込まれた ^{137}Cs の放射能は 1.02 ± 0.02 Bq，採取した水試料に含まれる溶存態 ^{137}Cs 濃度は 10.1 ± 0.2 Bq/L となった．発表では，拡散ゲル層の実効的な膜厚の測定結果と合わせて，池水における ^{137}Cs の置換活性な成分濃度の評価結果について報告する．加えて，溜池の堆積物，森林土壌への Cs 用 DGT デバイスの適用結果についても報告する．

参考文献

[1] I. A. Stepina, et al., *Eurasian Soil Sci*. **44**, 713-718, 2011.

[2] W. Li, et al., *Anal. Chem*. **81**, 5889-5895, 2009.

---

*Masafumi Fukuoka[1], Takumi Saito[1], Kenso Fujiwaara[2], and Kazuki Iijima[2],

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

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

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 11:05 AM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:00 AM - 2:05 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[1D01-04] Environmental Radioacitivty and Remediation

Chair:Kimiaki Saito(JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1D01] Recent Advances in Simulation Techniques on dynamical behaviors of sea water and radionuclides in 1F port and neighboring coastal area: Inclusion of Monitoring Data

*Masahiko Machida[1], Ayako Iwata[1], Susumu Yamada[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1D02] Similarity of composition between silicate glass of the Type A insoluble Cs particles and filtersof stand-by gas treatment system line in Unit 3

*Hiroki Hagiwara[1], Junpei Imoto[1], Akihide Hidaka[1,2] (1. JAEA, 2. Khalifa Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1D03] Characterisation of the radioactive particle from a river water sample in Fukushima Prefecture

*Yukio Takeuchi[1], Keisuke Taniguchi[1], Kazuki Fujita[1], Hirotsugu Arai[1], Hirofumi Yoshita[1], Naoki Nomura[2] (1. Centre for Enviornmental Creation, Fukushima Prefectural Government, 2. Fukui Univ. of Tech.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1D04] Radiocaesium dynamics in a river affected by the decontamination work in the watershed

*Keisuke Taniguchi[1], Yukio Takeuchi[1], Kazuki Fujita[1], Hirotsugu Arai[1], Hirofumi Yoshita[1], Takayuki Kuramoto[2], Yuichi Onda[3] (1. FPCEC, 2. Tokai University, 3. University of Tsukuba)

11:00 AM - 11:05 AM JST | 2:00 AM - 2:05 AM UTC

Time reserved for Chair

1F 港湾及び沿岸での海水及び放射性物質の動態シミュレーション技術の進展 : モニタリングデータの取り込み

Recent Advances in Simulation Techniques on dynamical behaviors of sea water and radionuclides in 1F port and neighboring coastal area
: Inclusion of Monitoring Data

*町田 昌彦[1]，岩田亜矢子[1]，山田 進[1]
[1]日本原子力研究開発機構

１F 港湾内を中心に、港湾外も含めた福島沿岸環境での放射性セシウムの動態の理解を深めるため、シミュレーション技術開発の現状を示すと同時に、その動態を理解する上で重要なモニタリングデータを、どのようにシミュレーションに反映させるかについて考察した結果を発表し、今後の研究開発の方針を議論する。

キーワード：放射性セシウム，海水流動，沿岸環境, 1F 港湾, 放射性物質環境動態, データ同化

1. 緒言

最近、新たな海洋汚染問題（マイクロプラスティック等）解決に向けた気運が高まりを見せており、世界的レベルで沿岸環境での物質の動態評価に係る研究開発の必要性が高まっている。特に日本は周囲を海に囲まれた海洋国であり、その果たすべき役割は大きい。一方、放射性物質の環境動態という観点に立ち返ると、福島第一原子力発電所（１F）事故以降、対象物質は異なるが、沿岸環境での放射性物質の海洋汚染が注目され、特に放射性セシウムのインベントリーとその動態についての理解が求められてきた。

2. モニタリングデータとその同化について

本発表では、放射性セシウムの福島沿岸環境での動態解明という課題を通して、１F 港湾内を中心に港湾外も含めた沿岸環境全体についての理解を深化する必要があることを示す。先ず、その理解に当たって最も重要な海水流動モデルや海水流動に影響を与える要因を示す同時に、そのモデルを実装したシミュレーション技術開発の現状を示す。それらの技術開発では、可能な限り環境科学やその他の分野で研究開発が行われてきたモデリングやシミュレーション手法を調査し評価した上で、最も放射性物質の環境動態研究に適した手法を採用する一方、放射性セシウムという特殊性を考慮するため、その特殊性を反映して観測されるモニタリングデータ[1)]をどのようにシミュレーションに取り込むかについて考察する。

観測データを環境の様々なシミュレーションに取り込む技術の総称として、データ同化という研究開発が行われ、様々な数理モデルが構築され、その有用性が評価されている。実際、それらの一部は既に天気予報その他の現業に利用されている。一方、放射性物質の沿岸環境での動態に対しては、モニタリングされるデータが海水濃度であり、最近に至っては、検出限界値以下となるデータが頻出する[1)]等、取り込みに際し技術の工夫が必要となる。本発表では、放射性物質としての特質を有するデータ同化技法について議論する。

3. 結論

放射性物質の環境動態を分析し、その知見を深めるためには、放射性物質のモニタリングデータを取り込んだ環境動態シミュレーション技術の研究開発が急務である。得られた成果は放射性物質環境動態だけでなく、環境シミュレーション一般に対してもインパクトを有する研究開発となる可能性がある。

参考文献

[1] 町田昌彦他、「１F 港湾及び港湾沿岸での放射性核種動態：データ分析に基づく考察」，日本原子力学会 2018 年秋の大会.

---

*Masahiko Machida[1], Ayako Iwata[1] and Susumu Yamada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Type A 不溶性 Cs 粒子のケイ酸塩ガラスと 3 号機 SGTS のフィルタ材との類似性

Similarity of composition between silicate glass of the Type A insoluble Cs particles and filters of stand-by gas treatment system line in Unit 3

*萩原 大樹[1], 井元 純平[1], 日髙 昭秀[1,2]
[1] 日本原子力研究開発機構, [2] カリファ大学

Type A の不溶性 Cs 粒子は、3 号機 SGTS の HEPA フィルタ材が水素爆発時に微粒化して生成した可能性が示されたことから、EPMA を用いて Type A を覆うケイ酸ガラスとフィルタ材の構成元素を調べた。その結果、Si と Zn の組成比の傾向がほぼ一致し、フィルタ材が Type A の Si 源である可能性が示唆された。

キーワード：不溶性 Cs 粒子（Type A）、ケイ酸塩ガラス、 HEPA フィルタ材、EPMA、福島第一原発事故

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）事故時に環境中に放出された Cs の一部は、ケイ酸塩ガラスに覆われた不溶性 Cs 粒子であった。不溶性 Cs 粒子には、少なくとも 2 種類の Type A（小粒径）と Type B（大粒径）があり、Type B の起源や生成機構については次第に解明されつつあるが、Type A のそれについては未だ様々な議論があり定説が存在しない。不溶性 Cs 粒子の生成機構や構成元素の起源を明らかにすることは、Cs の環境動態への影響を評価する観点から必要不可欠である。最近、Type A の生成機構に関する検討から、3 号機の非常用ガス処理系（SGTS）の HEPA フィルタ材として使用されているグラスファイバが水素爆発時に火炎で溶融し、爆風で微粒化して粒子が生成された可能性が指摘された[1]。

2. 目的及び方法

本研究では、先に指摘された Type A の生成機構を検証するため、1F から 10km 圏内の複数地点で採取した堆積物より抽出した μm オーダーサイズの Type A 不溶性 Cs 粒子と、沸騰水型原子炉施設（BWR）で使用されている一般的な HEPA フィルタ材（グラスファイバ）を対象に、電子プローブマイクロアナライザ（EPMA）を用いて構成元素を分析し、両者の比較を行った。

3. 結果と考察

HEPA フィルタ材に含まれる主要な構成元素は Si、Zn、Al、Na であり、Type A のそれとほぼ一致した。Type A やフィルタ中に微量でやや不均一に含まれる Zn に着目し、両者の SiO_2、ZnO 比を調べた結果を図 1 に示す。放出された粒子は主に乾燥沈着により沈着し、気象条件と質量が同じであれば、ほぼ同じ地点に沈着する。Zn の比重は Si の約 2 倍であるが、フィルタの結果も、既報の Type A の分析値[2]と同様に、粒子の質量がほぼ同じとなるような負の相関関係の延長線上に位置した。この事は、Type A が HEPA フィルタ材を起源として生成された可能性を示唆している。

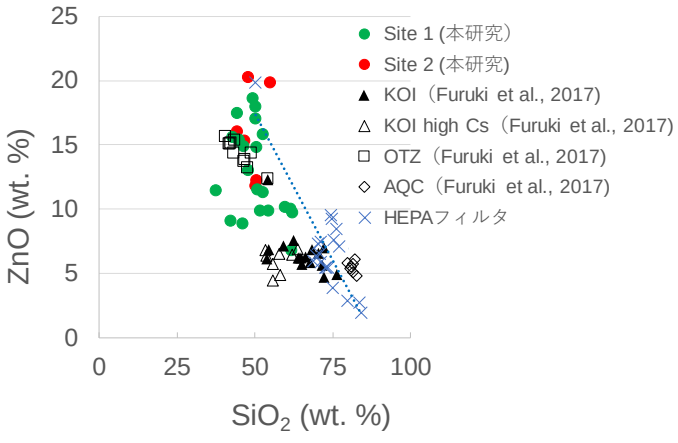


図 1 Type A とフィルタの ZnO と SiO_2 比

謝辞 本研究は JSPS 科研費 18K14161 の助成を受けて実施したものです。

参考文献

[1] Hidaka A, J Nucl Sci Technol, DOI:10.1080/00223131.2019.1583611. [2] Furuki G, et al., Sci Rep, DOI:10.1038/srep42731.

* Hiroki Hagiwara[1], Junpei Imoto[1], Akihide Hidaka[1,2] [1]JAEA, [2] Khalifa University

福島県の河川水試料から発見された放射性粒子の特徴

Characterisation of the radioactive particle from a river water sample in Fukushima Prefecture

*竹内 幸生[1]，谷口 圭輔[1]，藤田 一輝[1]，新井 宏受[1]，吉田 博文[1]，野村 直希[2]
[1]福島県環境創造センター，[2]福井工業大学

福島県の河川から採取した浮遊砂試料の中に、通常よりも特異的に高い放射性セシウム濃度を示す試料が見つかった。この一因として、不溶性放射性セシウム粒子（CsMPs）の混入が考えられた事から、当該試料中の CsMPs についての調査を行った。本発表ではその経過について報告する。

キーワード：河川，放射性セシウム，放射性粒子，懸濁物質

1. 緒言

福島県環境創造センターでは、河川水中の放射性セシウム濃度の定期モニタリングを実施しており、時間の経過と共に浮遊砂中の放射性セシウム濃度が低下していることを確認している。しかし、2018 年に福島県浜通りの河川から採取した試料の中に、通常よりも特異的に高い放射性セシウム濃度を示す試料を確認した。この突発的な濃度上昇が生じた一因として、高濃度に放射性セシウムが濃縮した CsMPs が当該試料中に混入していた可能性が考えられる。そこで、本研究では試料中の CsMPs の有無について調査し、その影響について検討した。

2. 方法

調査は､河川水中の浮遊物質を連続的に採取する浮遊砂サンプラーにより 2018 年 9 月 20 日から 10 月 12 日の期間に採取された浮遊砂（合計 3.46 g）を対象とした。対象試料を 5 分割（0.408～1.08 g）した後、各々を Ge 半導体検出器により Cs-137 放射能を測定した。さらに、各試料をユニパック内に分散させ、イメージングプレート（IP）により、その放射能分布を明らかにした。特に、最も高い放射能濃度を示した試料については、その IP 画像内での輝度が最も高い部分を分取し、さらに IP 測定を行う事により対象範囲の絞り込みを行った。この範囲内に存在する粒子群については、放射能測定と走査型電子顕微鏡による粒径測定を実施した。

3. 結果と考察

5 分割した試料の Cs-137 放射能濃度は 2.4～6.0×10^4 Bq/kg を示し､全試料が 2017 年以降の平均値（5.9×10^3 Bq/kg（当該試料を除く））を大きく上回っていた。さらに、IP 測定の結果、いずれの試料においても放射能分布は不均質であり、複数の高輝度スポットが確認された事から、試料中に複数の CsMPs が混入している事が示唆された。

さらに、最も高い放射能濃度を示した試料から絞り込んだ最高輝度の粒子群は、粒径が 2.0～35.2 μm であり、12.8 Bq の Cs-137 放射能を示した。この放射能は全浮遊砂中の放射能の約 10%に相当した事から、最高輝度の粒子群以外の CsMPs やその他粒子の放射能の寄与がある事が示唆された。発表では、解析途中であるその他の粒子の結果も合わせて、試料全体の Cs-137 放射能に対する CsMPs の寄与率についての評価を行う予定である。

---

*Yukio Takeuchi[1], Keisuke Taniguchi[1], Kazuki Fujita[1], Hirotsugu Arai[1], Hirofumi Yoshita[1], Naoki Nomura[2]
[1]Centre for Environmental Creation, Fukushima Prefectural Government, [2]Fukui University of Technology

流域内で除染が行われた河川における放射性セシウム動態

Radiocaesium dynamics in a river affected by the decontamination work in the watershed

*谷口 圭輔[1]、竹内 幸生[1]、藤田 一輝[1]、新井 宏受[1]、吉田 博文[1]、倉元 隆之[2]、恩田 裕一[3]
[1]福島県環境創造センター，[2]東海大学，[3]筑波大学

流域内で除染が行われた場合の河川における放射性セシウムの移行状況の変化を調べた。除染により、河川中の放射性セシウム濃度は低下するものの、客土による裸地化の影響で土砂の移行量が著しく増加するため、除染期間中の下流への放射性セシウム移行量は除染前と同程度となった。

キーワード：放射性セシウム、河川、東京電力福島第一原子力発電所事故、除染

1. 緒言

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故を受け、建物・道路・農地及び一部の森林を対象とした除染活動が実施され、空間線量率の低下など一定の成果を上げた。しかし、流域内で行われた除染による河川での放射性セシウム動態への影響については、十分な検証が行われていない。本研究では、阿武隈川の支流の一つである口太川を対象に、2011 年 6 月からの継続的な観測結果に基づき、除染と放射性セシウム動態の関係について報告する。

2. 観測・解析方法

口太川流域に 4 つの観測点を設け、水位・濁度の連続観測及び浮遊砂サンプラーによる浮遊粒子（SS）の捕集を行った。捕集された SS 試料を乾燥後、HpGe 半導体検出器を用いて懸濁態 Cs-137 濃度 C [Bq kg-ss^{-1}]を測定した。水位・濁度から流量 Q [m^{3}s^{-1}]及び SS 濃度 SSC [kg-ss m^{-3}]を算出し、Cs-137 の移行量 L [Bq s^{-1}]を $Q \times SSC \times C$ により算出した。

対象流域内及び隣接した流域内にある、国交省・気象庁が設置した 4 カ所の雨量観測点（山木屋・百目木・津島・二本松）の雨量データをティーセン法によって荷重平均し、各観測点における降水量 P [mm]とした。

除染情報プラザ（当時）のホームページにおいて毎月公表されていた「除染特別地域における計画に基づく除染の進捗状況」より、口太川の上流に位置する、川俣町内の除染特別地域における農地除染の進捗率を集計し、2011 年 6 月～2013 年 2 月までを除染前、2013 年 3 月～2014 年 3 月までを除染初期、2014 年 4 月～2015 年 12 月までを除染最盛期、2016 年 1 月～2018 年 12 月を除染後として、土砂及び Cs-137 の移行量を、4 つの期間ごとに 1 月あたりの平均値として比較した

3. 結果・考察

４つの観測点のうち、最も下流に位置する観測点(KD)では、懸濁態 Cs-137 濃度が事故直後に比べて 10 分の 1 以下に低下しているにもかかわらず、除染最盛期の Cs-137 の移行量が除染前とほぼ同程度となった。これは、2015 年 9 月に事故後最大の降雨イベントがあったことに加え、降水量 P あたりの土砂移行量（$SSC \times Q$）の値が、除染前の約 6 倍に増加したことによる。降水量 P あたりの土砂移行量の値は、除染後に低下したものの、除染前よりも高い値を示しており、土砂の流出しやすい状況が続いていることが明らかになった。

農地除染では、表土をはぎ取った後、汚染のない砂を客土するという方法がとられた。避難指示により耕作が停止し草地化していた農地が除染により裸地に変化したことが、土砂の移行量を増加させる一因となり、除染最盛期の懸濁態 Cs-137 の移行量を高止まりさせたと考えられる。

---

*Keisuke Taniguchi[1], Yukio Yakeuchi[1], Kazuki Fujita[1], Hirotsugu Arai[1], Hirofumi Yoshita[1], Takayuki Kuramoto[2], Yuichi Onda[3]

[1.] Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, [2.] Tokai University, [3.] University of Tsukuba.

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

Wed. Sep 11, 2019 11:05 AM - 12:10 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 2:05 AM - 3:10 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[1D05-08] Environmental Radioacitivty and Monitoring 1

Chair:Keisuke Taniguchi(Fukushima Prefecture)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1D05] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(1)Future challenges of environmental researches based on experiences in large-scale investigations at Fukushima

*Kimiaki Saito[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1D06] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(2)Present status and prospects of the developments of KURAMA-II

*Minoru Tanigaki[1] (1. Kyoto Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1D07] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(3)Car-borne survey on national route 6 using ASURA

*Jun Goto[1], Takeshi Takahashi[1], Shu Sengoku[1], Tatsuya Kondo[1], Hidenori Yoshida[2] (1. Niigata Univ., 2. Niigata University of Health and Welfare)

11:50 AM - 12:05 PM JST | 2:50 AM - 3:05 AM UTC

[1D08] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(4)Study on the ecological half-lives of ambient dose rates using car-borne survey data with fused LASSO algorithm

*Xudong Liu[1], Masahiko Machida[1], Kimiaki Saito[1], Naoki Tanimura[2] (1. JAEA, 2. Mizuho Information & Research Institute, Inc.)

12:05 PM - 12:10 PM JST | 3:05 AM - 3:10 AM UTC

Time reserved for Chair

福島における放射性物質分布調査
（1）福島における大規模環境調査の経験に基づく環境研究の課題

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(1) Future challenges of environmental researches based on experiences in large-scale investigations at Fukushima

斎藤　公明*[1]

[1] 日本原子力研究開発機

福島事故後に実施された大規模環境調査により蓄積された知識を集約し今後の研究に繋げることが必要な段階にさしかかっている。蓄積された知識の集約に基づいて、今後の研究の方向づけについて議論する。

キーワード：福島事故，大規模環境調査，空間線量率, 沈着量, 環境中移行, 研究課題, 知識統合

1. 緒言

2011 年に起きた福島第一原子力発電所事故から８年が経過した。この間に実施された大規模環境調査により福島周辺の放射線環境の特徴・経時変化及びその根底にある放射性セシウムの動きの特徴が明らかになってきた。さらに、環境調査に用いられる技術・手法に関しても重要な知識・経験の蓄積があった。これら蓄積された知識を適切に集約して新たな研究の展開を図る段階にきている。今後の環境研究の方向について著者の観点から議論する。

2. 環境調査に関わる知識・経験の蓄積と今後の課題

2-1. 大規模環境調査による知識・経験の

人間の生活に関連した環境の空間線量率は、放射性半減期により予想される速度に比べて顕著に早く減少してきたこと、その原因として放射性セシウムの地中への浸透による遮蔽効果の増大、除染、横方向への放射性セシウムの動き等があげられること、空間線量率の減少に影響を与える要因として土地利用状況と人間活動があることが明らかになった。空間線量率の根底にある放射性セシウムの環境中移行に関しても広範な調査が実施され、森林、田畑、原野、都市、河川等の様々な環境中における放射性セシウムの動態が解明され、空間線量率の変動を定性的に説明することが可能となった。測定技術に関しては特に移動測定技術やデータ収集・解析技術に関して新たな開発があり、また、環境及び個人を対象とした大規模モニタリングに関する貴重な経験の蓄積があった。これらの知識・経験を様々なレベルで統合することが必要である。

2-2. 環境調査に関する今後の課題

今後考えられる課題として、1) 異なる手法によりより測定した空間線量率の統合マップの作成ならびに事故直後から将来への時間軸に関するマップの内外挿、2) 空間線量率変化に対する放射性セシウムの動きによる定量的な説明、3) 時空間方向に拡張した空間線量率マップの被ばく線量評価（人間及び動植物）への適用、4) 福島における継続的な環境モニタリングを視野に入れたモニタリング最適化手法の開発、5) 事故後の中長期モニタリングに関する適切な体制の提案、等があげられる。1)と 2) の課題は、事故の環境影響を包括的に理解するための基礎情報を提供することに繋がるため、最優先で推進することが必要である。これらの課題はさらに詳細な個別課題に分類される。研究の推進にあたっては従来の放射線に関わる環境研究の分野を超えた学際的な取り組みが必要とされる。

3. 結論

蓄積された貴重なデータ・知識の増加に伴い課題も広範かつより具体的になってきている。今後、多くの研究者が協力しながらこれらの課題を解決していくことが必要であり、そのための研究ネットワークの構築と運用が期待される。本発表は原子力規制庁からの受託事業の成果を一部含む。

---

*Kimiaki Saito[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency.

福島における放射性物質分布調査
(2) KURAMA-IIの展開と開発の現状と今後

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(2) Present status and prospects of the developments of KURAMA-II

*谷垣 実
京都大学

走行サーベイシステムKURAMA-IIは、福島県を中心とした東日本一帯の空間線量率測定や汚染分布の把握などで幅広く活用されている。本発表ではKURAMA-IIを応用した農地の汚染修復のためのツールといった最近の展開、東電事故対応に止まらない将来の備えとしての採用といったKURAMA-IIの最近の動向、今後の展開の方向性について紹介する。

キーワード：KURAMA-II, 土壌汚染密度, 見える化, 可搬型モニタリングポスト

1．はじめに

東電福島第一事故に対応すべく開発されたGPS連動型放射線自動計測システムKURAMA[1]の発展形であるKURAMA-II[2]は、高い機器構成の柔軟性を維持しつつ機能的にも成熟し安定した運用が可能となり、得られた知見は体系化され2017年度の放射能測定法シリーズ改訂に反映された[3]。現在も帰宅困難区域などへの対応や将来の原子力災害を見据えた研究開発を進めている。ここでは最近のKURAMA-IIの現状と開発動向について紹介する。

2．KURAMA-IIを活用した農地回復技術

これまでの様々な取り組みにより、大半の地域で東電福島第一原発事故の影響は日常生活に支障のない水準に抑制されており、今後は福島第一原発周辺の帰宅困難地域の土地修復や生活再建が課題となる。特に農地の回復では、肥沃な作土層の除染に伴う剥離や客土を最小限に抑え、かつ放射性物質低減策による肥沃度の低下を的確に回復する必要がある。そこで、KURAMA-IIをベースにした土壌汚染密度測定システムと可視光～近赤外光を利用して表土の元素や化学的組成を調べるハイパースペクトル測定システムをトラクタに搭載してリアルタイムの放射性物質分布や肥沃度を可視化するシステムの開発を農水省の補助金事業として進めている[4]。富岡町の試験圃場において歩行型の土壌汚染密度推定用KURAMA-IIをトラクタに搭載して行った汚染分布測定試験では、客土の分布に対応した汚染度合いのムラが明瞭に現れた。最終的にはトラクタの移動速度に対応できる大型検出器を使用しての土壌汚染密度推定を実現する計画である。

3．発災直後の面的なモニタリングへの応用

KURAMA-IIの小型軽量で高い機動性、スペクトルデータ取得可能という特徴は、発災直後の初動モニタリングで大きな効果を発揮することが期待される。そこで原子力規制庁の委託事業として、KURAMA-IIによる発災直後の面的な初動モニタリングの研究を開始した[5]。この研究では、電気や通信のインフラが途絶した中で、本格的なモニタリング体制が構築できるまでの発災直後～10日程度の間を想定した面的なモニタリングの手法を対象としている。具体的には、小型軽量かつ相応の期間の稼働が可能なKURAMA-IIベースの可搬型モニタリングポストの開発、短期間のモニタリングに特化したSony Spresenseベースの超小型KURAMA-IIの開発、最近のIoT関連技術で急速に発展しているLPWAN(Low Power Wide Area Network)を活用した自律的ネットワークによるデータ共有の研究に取り組んでいる。

参考文献：
[1] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A726**(2013)162-168.
[2] M. Tanigaki, R. Okumura, K. Takamiya et al., Nucl. Instr. Meth. **A781**(2015)57-64.
[3] 原子力規制委員会 https://www.nsr.go.jp/news_only/20171226_01.html
[4] 農林水産技術会議 http://www.affrc.maff.go.jp/docs/fukushima/h30kettei.htm
[5] 原子力規制庁 http://www.nsr.go.jp/data/000266339.pdf

*Minoru Tanigaki
Kyoto University

福島における放射性物質分布調査
（3）自動車走行サーベイシステム ASURA を用いた国道 6 号線における高位置分解能調査

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(3) Car-borne survey on national route 6 using ASURA

*後藤 淳[1]，高橋 剛[1]，千石 周[1]，近藤 達也[1]，吉田 秀義[2]
[1]新潟大学，[2]新潟医療福祉大学

指向性がある自動車走行サーベイシステム ASURA（アシュラ）を用いて実施した高位置分解能調査データから、道路上の線量率を上昇させる原因となる汚染の位置を推定した結果について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，自動車走行サーベイ

1. 緒言　原発事故被災地の効率的な除染及び汚染状況の記録に資する事を目的として、ASURA を開発し、被災地での調査を継続して実施してきた。本発表では、調査結果の一例として、福島県浜通りを南北に貫く国道 6 号で実施した高位置分解の調査の結果を報告する。なお、国道 6 号は帰還困難区域も含まれるため一部区間の通行が制限されてきたが、2014 年 9 月からは特別通過交通制度により通行証の所持・確認を要せずに自動車の通過が可能となっている。

2. ASURA について　ASURA は、鉛遮蔽で囲う事で一方向のみに感度を持たせた 6 台の CsI 検出器（自動車の進行方向に対して前後左右上下の 6 方向に向けて設置）で構成され、各方向の計数率（散乱線排除のためエネルギー弁別し、車体による遮蔽を各方向別に定めた補正係数で補正した値）から、それぞれの検出器が向けられた方向にある汚染からの寄与を分けて検出できる。また、下向き検出器の計数率からは道路表面の放射性セシウム沈着量（Bq/cm^2）も算出できる。一般に自動車走行サーベイは位置分解能を上げると統計データが不足するが、本研究では繰り返し走行することで統計データをためて 10m 程度の高位置分解能を実現した（例えば、60km/h では 10m を 0.6 秒で通過するが、10 回繰り返すことで 6 秒分のデータが得られる）。

3. 結果・考察　2018 年に国道 6 号で測定した東向きの計数率（北上した時の右向き検出器及び南下した時の左向き検出器の値）及び沈着量と線量率を図 1 に示す。高沈着量のため道路自身が主な汚染源である区間（37.403～37.411°）では南下の左向き（黒線）の計数率が北上の右向き（緑線）とほぼ等しくなっているが、一方で高線量率区間（37.411～37.426°）では北上の右向き計数率の 2 倍（青点線）とほぼ等しくなっていることがわかる。この高線量率区間では道路沈着量が低レベルのため主な汚染は道路外側にあり、北上と南下の東向き計数率の違いは汚染までの距離が道路の幅の分だけ異なっているためと考えられる。道路と平行な連続的汚染を仮定すると、距離の逆 2 乗則より、この高線量率区間では南下時の ASURA 検出器中心から 2～3m の位置に汚染があると推測される。

本年も、新たに 14 件目の特別通過交通制度の対象として大熊町道などが追加された。新たに追加される道路に対する除染の効率的実施などに資するために ASURA の調査結果（道路自体や周囲の除染の必要性や範囲の判断等）の活用を提案していきたい。

謝辞　JSPS 科研費 16K00543 の助成で実施した。

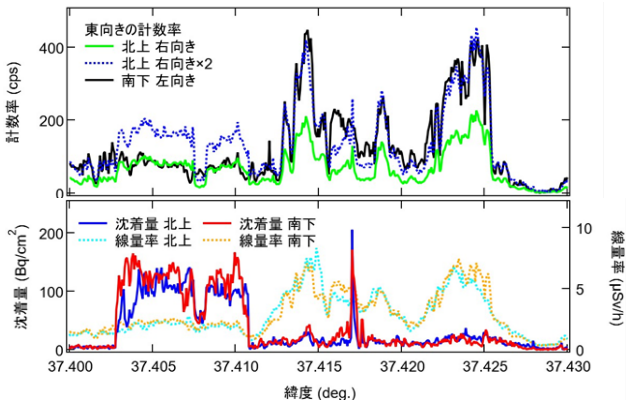


図 1．ASURA で測定した国道 6 号線における東向きの計数率（上図）及び沈着量と線量率（下図）

*Jun Goto[1], Takeshi Takahashi[1], Shu Sengoku[1], Tatsuya Kondo[1] and Hidenori Yoshida[2]
[1]Niigata University, [2]Niigata University of Health and Welfare

Investigation on Distribution of Radioactive Substances in Fukushima
(4) Study on the Ecological Half-lives of Ambient Dose Rates Using Car-borne Survey Data with Fused LASSO Algorithm

*Xudong Liu[1], Masahiko Machida[1], Kimiaki Saito[1], and Naoki Tanimura[2]
[1]JAEA, [2]Mizuho Information & Research Institute, Inc.

Abstract

Ecological half-life has been widely used to describe the long-term decrease of ambient dose rates in addition to radioactive decay. With large-scale car-borne survey, the overall ecological half-lives have been studied in previous works. In the present work, we introduce a new, robust, and efficient numerical method to extract space-dependent ecological half-lives from car-borne survey data.

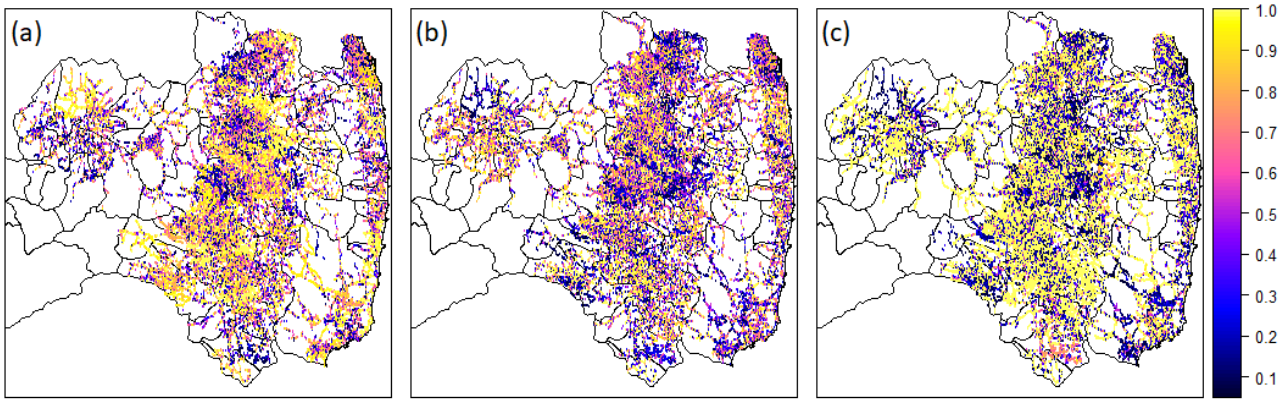
Keywords: ecological half-life, ambient dose rate, car-borne survey, fused LASSO

1. Introduction

The present work aims to develop a new fitting algorithm to extract space-dependent ecological half-lives from car-borne survey data [1]. To achieve high efficiency and numerical stability, we utilize a graph-based fused LASSO method, which has been applied in various fields such as image denoising, signal processing, bioinformatics, etc.

2. Methodology and preliminary results

Our fitting algorithm consists of a linear sparse model for non-linear fitting, Bayesian background dose, graph representation for measurement data, and fused LASSO [2] for spatial correlations, which could simultaneously fit space-time information with linear time complexity. Fitting results using KURAMA data measured at 199547 locations in Fukushima prefecture between 2011 and 2016 are presented below, where the normalized relative weights of ecological half-lives in ranges 0.1 to 2 y, 2 to 10 y, and 10 to 100 y are shown in figures (a), (b), and (c), respectively.



3. Conclusion

The fitting results indicate some interesting spatial patterns of ecological half-lives. For instance, figure (a) shows relatively fast decrease of ambient dose rates in urban area. We will focus on validating the model as well as further studying the cause of these spatial patterns in future works.

References

[1] Saito, K. et al. Summary of temporal changes in air dose rates and radionuclide deposition densities in the 80 km zone over five years after the Fukushima Nuclear Power Plant accident. Journal of Environmental Radioactivity (2019).

[2] Barbero, A. and Sra, S. Modular proximal optimization for multidimensional total-variation regularization. Journal of Machine Learning Research **19**, 1-82 (2018).

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

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:25 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[1D09-14] Environmental Radioacitivty and Monitoring 2

Chair:Jun Goto(Niigata Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1D09] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(5)Temporal changes in distribution of radioactive substances in and around residential houses within former/current evacuation areas

*Hiroko Yoshida[1] (1. Tohoku University)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1D10] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(6)Integration of air dose rate data measured by different observation methods

*Hiroshi Takemiya Takemiya[1], Miho Nemoto[2], Hiroko Hayashi[2], Akiyuki Seki[1], Kimiaki Saito[1] (1. JAEA, 2. V.I.C.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1D11] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(7)Estimation of exposed dose by measurement of air dose rate considering daily activity pattern

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

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1D12] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(8)Optimizing Long-term Monitoring of Radiation Air Dose Rates at Regional Scale

*Haruko Murakami Wainwright[1,2], Dajie Sun[2], Akiyuki Seki[3], Satoshi Mikami[3], Hiroshi Takemiya[3], Kimiaki Saito[3] (1. Lawrence Berkeley National Laboratory, 2. University of California, Berkeley, 3. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1D13] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(9)Analysis of temporal changes in ambient dose equivalent rates in forests over 6 years

*Alex Malins[1], Naohiro Imamura[2], Tadafumi Niizato[1], Minsik Kim[1], Kazuyuki Sakuma[1], Yoshiki Shinomiya[2], Satoru Miura[2], Masahiko Machida[1] (1. JAEA, 2. FFPRI)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1D14] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(10)Current status of radiocesium trasfer in forests of Fukushima Prefecture

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Zul Hilmi Saidin[1], Tomoki Shinozuka[1], Satoru Akaiwa[1], Tadafumi Niizato[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

福島における放射性物質分布調査
（5）旧・現避難指示区域の住家内外における放射性物資の分布状況の経時変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(5) Temporal changes in distribution of radioactive substances in and around residential houses within former/current evacuation areas

*吉田　浩子
東北大学

2012 年から継続して旧･現避難指示区域の住家約 150 軒について住家内外の放射性物資の分布状況を調査してきた。このうち繰り返し調査を行った木造住家について、屋内外の線量低減係数（Reduction Factor, RF）の経時変化を調べた。除染前の RF の中央値、四分位範囲 0.38(0.31-0.43)は除染直後に 0.50(0.43-0.58)と大きくなったが、除染から 5 年半経過後の RF 値は 0.49(0.42-0.57)と除染後の値との差は観察されなかった。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、住家内外、経時変化、旧・現避難指示区域

1.緒言

避難住民の一時帰宅、帰還時の外部被ばく線量の適切な見積もりには、滞在時間の長い住家内の線量評価が重要となる。そのためには線量低減係数及びその代表的範囲について適切な数値を用いることが必要である。本発表では、2012~2015 年に除染前、2013～2014 年に除染直後の測定を行った飯舘村・富岡町の住家 20 戸での線量低減係数の経時変化を報告する。

2.調査内容

除染前・除染直後の調査を行った住家を中心として、約 5 年半経過後に 3 回目の測定を行っている。住家内外の高さ 1m の複数の地点で、1”ϕx1”NaI(Tl)シンチレーションサーベイメータ(TCA-172B)を用いて周辺線量当量率 $H^*(10)$を測定し、RF 値（住家内／外空間線量率比）を求めた。

3.結果・考察

除染前の RF の中央値、四分位範囲は 0.38(0.31-0.43)（図 1 ）であり、飯舘村、南相馬市小高区の除染前の木造住家 69 戸について同様に評価した際の RF 値、0.43(0.34-0.53) [1]よりもやや低い値であった。除染直後の RF 値は 0.50(0.43-0.58)（図 2）と約 1.3 倍の大きな値となっていたが、除染から 5 年半経過後の RF 値は 0.49(0.42-0.57)と除染直後の値との差は観察されなかった。屋外の空間線量が 0.2μSv/h を下回ると自然放射線の寄与のため RF 値は 1 に近づく。屋外空間線量率の低下が RF 値に大きく影響していた。

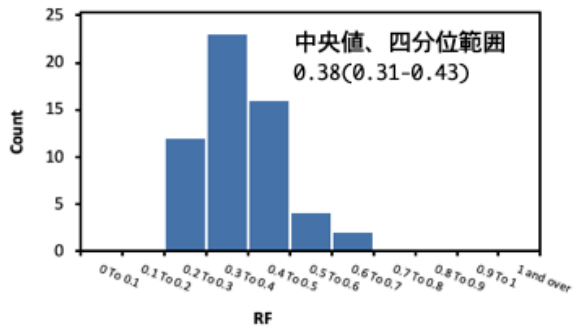


図 1　除染前の線量低減係数頻度分布

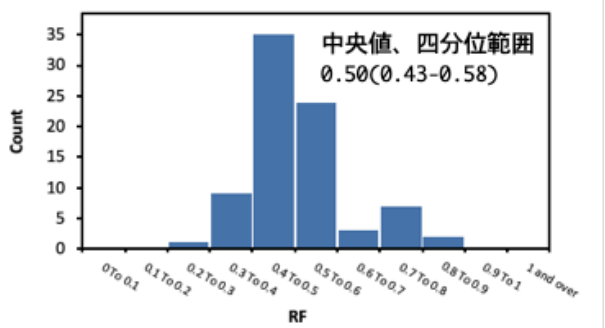


図 2　除染直後の線量低減係数頻度分布

参考文献　[1] Hiroko Yoshida-Ohuchi et al. *Sci. Rep.* 6 :26412 (2016)

*Hiroko Yoshida, Tohoku Univ.

福島における放射性物質分布調査
（6）異なる手法による観測データを統合した 80km 圏内空間線量率マップの作成

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(6) Integration of air dose rate data measured by different observation methods

*武宮　博[1]，根本　美穂[2]，林　寛子[2]、関　暁之[1]、斎藤　公明[1]
[1]原子力機構，[2](株)V.I.C

階層ベイズ統計手法を用いて、歩行サーベイ、走行サーベイおよび航空機モニタリングにより測定されたデータを統合し､福島第一原子力発電所から 80km 圏内の地域を対象とした統合空間線量率マップを作成した。結果について報告する。

キーワード：環境モニタリング，空間線量率，空間分布、ベイズ統計

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、福島県内の環境復興支援を目的として、毎年多数の空間線量率測定が実施されてきた。これらの測定においては、サーベイメータを用いた固定点測定、移動体を用いたサーベイなど、多様や測定手法が採用されている。各測定方法にはそれぞれ固有の特性があり、精度や空間分解能、測定領域等が各々異なる。これらの空間線量率を統合することで、広域かつ精度と空間分解能の高いデータを得ることが期待できる。

2. 空間線量率測定データの統合

今回の分析では、2013 年から 2017 年にかけて規制庁により測定された歩行サーベイ、走行サーベイおよび航空機モニタリングデータを対象に、村上らにより提案された、階層ベイズ統計を用いた空間線量率データ統合化手法 [1]に基づき、以下の手順で統合を行った。

(1) 歩行サーベイ結果のバリオグラム解析の実施
(2) 走行サーベイ結果および航空機モニタリング結果と歩行サーベイ結果の相関分析の実施
(3) 歩行サーベイ結果を事前分布、(2)により補正された走行サーベイ結果および航空機モニタリング結果を事後分布としたベイズ解析の実施

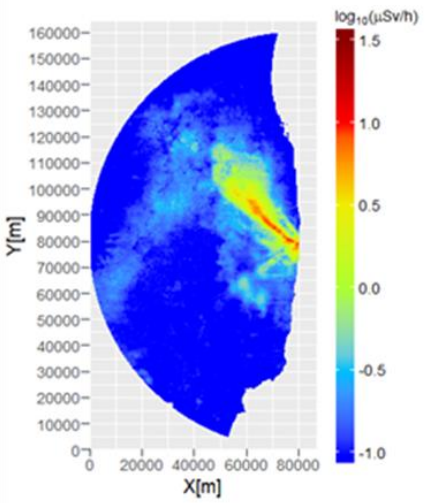


図 1. 空間線量率データ統合結果例（2018 年）

上記手順により得られた空間線量率データ統合結果例(2018 年)を示す。従来の単一手法による測定結果では得ることが困難な広域かつ詳細な分布状況が得られている。また、得られた結果の妥当性検証のために、歩行サーベイ結果との相関分析を実施した。その結果、高い決定係数（≧0.9: 避難指示区域内、≧0.8: 避難指示区域外）および 1.0 に近い比例係数が得られた。

なお、本内容は規制庁により実施された「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に伴う放射性物質の分布データの集約」事業の成果の一部として得られたものである。

参考文献

1) H. Murakami, A. Seki, J. Chen, K. Saito: A multiscale Bayesian data integration approach for mapping air dose rates around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Journal of Environmental Radioactivity, 167, 62-69 (2017).

---

*Hiroshi Takemiya[1], Miho Nemoto[2], Hiroko Hayashi[2], Akiyuki Seki[1],and Kimiaki Saito[1]
[1]JAEA., [2]V.I.C. Co. Ltd.

福島における放射性物質分布調査
（7）生活経路に沿った空間線量率測定に基づく被ばく評価

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(7) Estimation of exposed dose by measurement of air dose rate considering daily activity pattern

*佐藤 哲朗[1]，安藤 真樹[2]，斎藤 公明[2]

[1]日立ソリューションズ東日本，[2]JAEA

避難指示が解除された地域等に住民が帰還した際の被ばく線量について、生活行動経路の聞き取り調査とその行動経路全体をカバーする空間線量率の測定によって精度よく推定する試みについて継続的に実施してきた。2018 年秋の大会で既に報告済みの 2014 年度から 2016 年度の調査結果に加えて、2017 年度、2018 年度の調査結果とその考察を加えて報告する。

キーワード： KURAMA-II システム、福島第一原子力発電所事故、空間線量率、外部被ばく線量

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故による避難指示が解除された後に帰還する住民の生活行動と被ばく線量との関係を理解するため、今後の避難区域等の見直しが想定される地域等において、帰還した際に想定される生活行動経路の聞き取り調査とそれに基づく空間線量率の測定を行って被ばく線量を推定した。

2. 調査内容

2014 年度から 2018 年度までの 5 年間で、福島県内の 7 町村(川俣町、楢葉町、富岡町、大熊町、双葉町、浪江町、葛尾村)において延べ 263 名を対象にして調査を行った。帰還後に想定される生活行動経路全域をカバーできるように KURAMA-II システムを用いて空間線量率の測定を行った。生活行動経路の情報と空間線量率の測定結果を組合わせて被ばく線量の推定を行った。

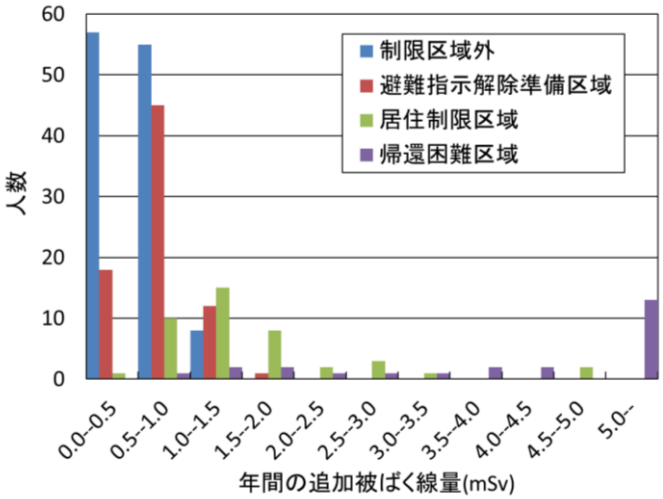


図 1. 追加被ばく線量の推定結果

3. 調査結果

推定された年間の追加被ばく線量について、居住すると想定される地域の制限区域の区分ごとに集計した結果を図 1 に示す。本調査では、対象者のうちの約 85%の方々について年間の追加被ばく線量の推定値が 1.0 mSv 以下であり、約 90%の方々について年間の追加被ばく線量の推定値が 2.0 mSv 以下であった。また、対象者の居住すると想定される地域の空間線量率と被ばく線量の相関を調べた結果、同一の線量率レベルの地域に住む対象者間でも生活行動経路の違いによって被ばく線量が異なることが明らかとなった。この被ばく線量の差異を生じさせる要因の分析は今後の課題である。

本件は、原子力規制庁事業で得られた成果の一部である。

*Tetsuro Sato[1], Masaki Andoh[2] and Kimiaki Saito[2]

[1]Hitachi Solutions East Japan, [2]JAEA

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(8) Optimizing Long-term Monitoring of Radiation Air Dose Rates at Regional Scale

*Haruko M. Wainwright[1,2], Dajie Sun[2], Calros Oroza[3], Akiyuki Seki[4],
Satoshi Mikami[4], Hiroshi Takemiya[4], Kimiaki Saito[4]
[1]Lawrence Berkeley National Laboratory, [2]University of California, Berkeley,
[3]University of Utah, [4]Japan Atomic Energy Agency

Abstract: In this study, we have developed a methodology for optimizing the monitoring locations of radiation air dose rates. It is based on (1) a Gaussian mixture model to diversify locations across the key environmental controls that are known to influence cesium mobility and distributions, and (2) a Gaussian process model to capture the heterogeneity of radiation air dose rates across the domain.

Keywords: radiation air dose rates, data integration, monitoring optimization

1. Introduction

Radiation air dose rates near the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (NPP) have been monitored extensively over the past eight years since March 2011. The monitoring program is expected to transition from emergency responses to long-term monitoring. The objectives of long-term monitoring are (1) to confirm system stability and the continuing reduction of hazard levels, (2) to detect any anomalies and critical changes, (3) to provide assurance for the public, and (4) to accumulate the basic datasets for scientific knowledge and future prediction. To achieve such sustainable and effective long-term monitoring, we need the methodology to determine the number and locations of monitoring posts and surveys.

2. Method

In our methodology, we use the integrated dose-rate map from the Bayesian geostatistical method as the reference map and distribute the sampling in such a way as to capture the heterogeneity of the reference map (Wainwright et al., 2018). Three steps are taken in order to determine monitoring locations: (1) prioritizing the critical locations (schools etc), (2) diversifying locations across the key environmental controls that are known to influence contaminant mobility and distributions (a Gaussian mixture model), and (3) capturing the heterogeneity of radiation air dose rates across the domain (a Gaussian process model).

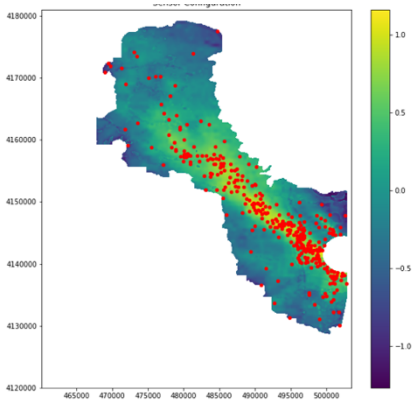


Figure 1. Selected monitoring post locations overlaid on the integrated radiation dose rate map in 2016 (log-microSv/hr)

3. Results and Conclusion

We applied this methodology to reduce the number of monitoring posts within the former evacuation zone area (as of 2017). The algorithms were applied to the actual monitoring post locations, and selected 100 locations among the existing 255 locations in this region (Figure 1). We confirmed that the root-mean-squared error converges around 100 locations, which are considered to be sufficient for capturing the heterogeneity in the radiation dose rates.

References

[1] Wainwright, H. M., Seki, A., Mikami, S., & Saito, K. (2018), Characterizing Regional-Scale Temporal Evolution of Air Dose Rates After the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident, Journal of Environmental Radioactivity, 189, 213-220.

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima (9) Analysis of temporal changes in ambient dose equivalent rates in forests over 6 years following the FDNPP accident

*Alex Malins[1], Naohiro Imamura[2], Tadafumi Niizato[1], Minsik Kim[1], Kazuyuki Sakuma[1], Yoshiki Shinomiya[2], Satoru Miura[2], Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Forestry and Forest Products Research Institute (FFPRI)

Abstract

We analyzed changes in ambient dose equivalent rates ($\dot{H}^*(10)$) between 2011 and 2017 in forests in Fukushima Prefecture. PHITS was used to calculate the effect of re-distribution of ^{134}Cs and ^{137}Cs over time within forests on $\dot{H}^*(10)$. Transfer of radiocesium from the crowns of evergreen coniferous trees to the forest floor appeared to cause slower declines in $\dot{H}^*(10)$ at 1 m height initially after March 2011 than expected by the rate of radiocesium decay.

Keywords: forest, environment, ambient dose equivalent, radiocesium, ^{134}Cs, ^{137}Cs, FDNPP accident, PHITS, Monte Carlo, simulation

1. Introduction

Ambient dose equivalent rates ($\dot{H}^*(10)$) have been observed to decrease more slowly in forests than in other areas since the 2011 Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (FDNPP) accident [1]. Moreover, between 2011 and 2013, $\dot{H}^*(10)$ at 1 m above the ground in some forests decreased slower than the rate of radioactive decay of the radiocesium fallout [2]. The reasons for this behavior were examined by using radiation transport simulations.

2. Methods

Forests in Fukushima Prefecture monitored by FFPRI [3] were modelled with the PHITS code [4]. We calculated the contributions to $\dot{H}^*(10)$ at 1 m above the ground from ^{134}Cs and ^{137}Cs in the canopy, trunks, organic layer, and soil layers separately. The results were compared to $\dot{H}^*(10)$ measurements from hand-held survey meters.

3. Results

Yearly fluctuations in the measured ^{134}Cs and ^{137}Cs inventories in forests meant the inventories had to be normalized to a common baseline to understand the effects of re-distribution of ^{134}Cs and ^{137}Cs within forests on $\dot{H}^*(10)$. The results show that changes in the distribution of ^{134}Cs and ^{137}Cs on the centimeter scale within the organic layer and soil affect the temporal trends of $\dot{H}^*(10)$ in forests.

4. Conclusions

The slower decreases in $\dot{H}^*(10)$ in forests compared to other land uses was a consequence of the high retention of ^{134}Cs and ^{137}Cs by forests, and the tendency of ^{134}Cs and ^{137}Cs to remain near the top surface of forest soil. Radiocesium transfer from the crowns of evergreen coniferous trees to the forest floor explained a slower rate of decline in $\dot{H}^*(10)$ between 2011 and 2013 than expected by the rate of radioactive decay.

References

[1] M. Andoh et al. 2018. J. Environ. Radioact. 192, 385-398. DOI:10.1016/j.jenvrad.2018.07.009

[2] 安田幸生 2017. 水利科学 61(5), 102-130. DOI:10.20820/suirikagaku.61.5_102

[3] Imamura et al. 2017. Sci. Rep. 7, 8179. DOI:10.1038/s41598-017-08261-x

[4] T. Sato et al. 2018. J. Nucl. Sci. Technol. 55(6), 684-690. DOI:10.1080/00223131.2017.1419890

福島における放射性物質分布調査
（10）福島県の森林における放射性セシウム移行の現状

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(10) Current status of radiocesium trasfer in forests of Fukushima Prefecture

*加藤弘亮[1]，恩田 裕一[1]，サイディン ズル[1]，篠塚 友輝[1]，赤岩 哲[1]，新里 忠史[2]
[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター
[2]原子力機構

福島県内の森林を対象として、福島第一原子力発電所事故（以後、「福島原発事故」）の直後から 8 年間経過後の放射性セシウムの分布状況及び移行メカニズムについて、樹冠通過雨、樹幹流及びリターフォールのモニタリング調査により明らかにした。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，放射性セシウム，森林，分布，移行メカニズム

1. 緒言

森林に降下した放射性セシウムは、樹冠に捕捉され、その後の雨水や落葉等にともなって徐々に林床に移行する。森林内の放射性セシウムの分布とその時間変化を予測するためには、樹冠から林床への移行状況を把握するとともに、主要な移行メカニズムを詳細に解明することが必要である。

2. 研究方法

本研究では、福島県伊達郡川俣町山木屋地区（以後、「山木屋サイト」）及び浪江町赤宇木地区（以後、「浪江サイト」）のスギ林及び広葉樹混交林を調査対象に選定した。各調査サイトの森林において、樹冠通過雨、樹幹流、落葉等に含まれる放射性セシウム濃度を測定し、樹冠から林床への移行フラックスを推定した。なお、山木屋サイトでは 2011 年 7 月から観測を開始し、一方の浪江サイトの観測は 2018 年 6 月から開始した。雨水及び落葉等の試料は実験室に持ち帰り、雨水は 100 μm のステンレスメッシュを通過させて粗大有機物を除去した。落葉等は炉乾燥させた後に粉砕機で細かく粉砕し、均一化した。それらの試料を U8 容器（100 ml）もしくはマリネリ容器（2000 ml）の測定容器に封入し、高純度ゲルマニウム半導体ガンマ線検出器を用いてセシウム 137 の測定誤差が 10%以下になるまで測定した。

3. 結果と考察

福島県川俣町山木屋地区の森林で採取した全ての環境サンプルからセシウム 137 が検出されたが、その濃度は時間とともに指数関数的に減少する傾向を示した。セシウム 137 濃度の減少傾向は、スギやコナラの葉や外樹皮で異なっており、樹体表面での自己浄化や樹体内での転流プロセスが樹種や樹体部位ごとに異なることが示唆された。福島県双葉郡浪江町の高沈着量地域のスギ林において、林内雨（樹冠通過雨および樹幹流）に含まれる溶存態（0.45 μm フィルター通過水）および懸濁態セシウム 137 濃度を調査した結果、雨水に含まれる放射性セシウムは樹冠通過雨では懸濁態の割合が高いが、イベント降水量の増加とともに懸濁態の割合が減少する傾向を示した。しかし、台風時には懸濁態セシウム 137 の割合が再び上昇することが確認された。一方、樹幹流の放射性セシウム濃度は樹冠通過雨と比較して 1 オーダー高い値を示し、イベント降水量の多少にかかわらず溶存態の割合が高い傾向を示した。放射性セシウムの根から樹体への再吸収の影響解明において、林床への移行フラックス及び存在形態のモニタリングデータに基づく解析が必要である。

謝辞：本件は、文部科学省科学技術戦略推進費（平成 23～24 年度）、原子力規制庁委託事業（平成 24～25 年度）、日本原子力研究開発機構委託事業（平成 26～30 年度）で得られた成果の一部を含む。

---

*Hiroaki Kato[1], Yuichi Onda[1], Zul Hilmi Saidin[1], Tomoki Shinozuka[1], Satoru Akaiwa[1], Tadafumi Niizato[2]
[1]Univ. of Tsukuba, [2]JAEA

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

Wed. Sep 11, 2019 4:25 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 7:25 AM - 9:00 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[1D15-20] Environmental Radioacitivty and Monitoring 3

Chair:Masahiko Machida(JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1D15] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(11)Spatial variation in the transport and deposition of radiocesium through the tree canopy via branchflow and stemflow

*Zul Hilmi Saidin[1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Momo Kurihara[1], Slim Mtibaa [1], Kazuki Nanko[2], Delphis F. Levia[3] (1. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, Japan, 2. Department of Disaster Prevention, Meteorology and Hydrology, Forestry and Forest Products Research Institute, Tsukuba, Japan, 3. Departments of Geography, University of Delaware, Newark, Delaware, USA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1D16] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(12)Temporal changes in the exchangeable radiocesium in forest soils after the FDNPP accident

*Junko Takahashi[1], Daichi Hihara, Takuya Sasaki[1], Yuichi Onda[1] (1. Univ. of Tsukuba)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1D17] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(13)Assessing the impacts of land cover and land-use change on soil erosion, hydrological process, and radioactive Cesium discharge in headwater catchments in the Fukushima prefecture-13

*Slim Mtibaa[1], Yuichi Onda[1], Sho Iwagami[2], Yoshifumi Wakiyama[3] (1. Univ. of Tsukuba, 2. FFPRI, 3. Fukushima Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1D18] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(14)Change of sediment sources in suspended sediments due to surfacedecontamination in the Niida river catchment area affected by theFukushima Daiichi nuclear power plant accident

*YUICHI Onda[1], Yuki Yamanaka[1], Yoshifumi Wakiyama[2], Keisuke Taniguchi[3], Kazuya Yoshimura[4] (1. CRiED, University of Tsukuba, 2. Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, 3. Environmental Creation Center, Fukushima Prefecture, 4. JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1D19] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(15)Processes of plot-scale ^{137}Cs wash-off

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2], Yasunori Igarashi[1], Shohei Kozuka[3] (1. Institute of Environmental Radioactivity, Fukushima University, 2. Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, 3. Graduate school of Life and Environmental Sciences, University of Tsukuba)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1D20] Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(16)Temporal integration of the data obtained by monitoring posts in Fukushima prefecture

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

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(11) Spatial variation in the transport and deposition of radiocesium through the tree canopy via branchflow and stemflow

*Zul Hilmi Saidin[1], Yuichi Onda[1], Hiroaki Kato[1], Momo Kurihara[1], Slim Mtibaa[1], Kazuki Nanko[2], Delphis F. Levia[3]

[1] Center for Research in Isotopes and Environmental Dynamics, University of Tsukuba, Japan, [2] Department of Disaster Prevention, Meteorology and Hydrology, Forestry and Forest Products Research Institute, Tsukuba, Japan, [3] Departments of Geography, University of Delaware, Newark, Delaware, USA.

Abstract

This study seeks to better understand the spatial variation in the transport and deposition of radiocesium through the tree canopy via branchflow and stemflow in the aftermath of the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident.

Keywords: Leachable radiocesium, stable isotopes, branchflow, stemflow, cedar stand, oak stand, bark water storage capacity

1. Introduction

Stemflow, a fraction in the hydrological partition and a pathway of radiocesium deposition in the forest ecosystem. Less attention but involve with complex processes when intercepted radiocesium at canopy leached along the preferential pathway until reached to trunk basal area. This interaction could alter stable isotopic composition.

2. Objectives~Methodology

Working in both a coniferous forest (*Cryptomeria japonica*, young Japanese cedar stands, mean height is 10.9 m, mean DBH is 0.560 m) and a mixed deciduous broadleaved forest (*Quercus serrata*, Japanese oak stands, mean height is 14.3 m, mean DBH is 0.789 m), we investigated the fate of radiocesium transported by branchflow from upper and lower portions of canopy and deposited by stemflow at trunk basal area. In addition, we used stable isotopes to clarify the signature of evaporation loss via branchflow and stemflow on its routing through the canopy.

3. Results and Discussion

The results showed leachable radiocesium (^{137}Cs concentration) was greater for branchflow that received washoff from the dead foliage than the branchflow receiving radiocesium inputs from mixed and younger foliage. For the tree trunk, radiocesium leached more in stemflow from the lower part as compared to the upper part, possibly due to the increased residence time of stemflow on the lower reaches of the trunk. We also found that the isotopic composition of branchflow and stemflow in oak stands was generally enriched in $\delta^{18}O$ and δD compared to cedar stands, however, the differences in enrichment between branchflow and stemflow remains unclear.

4. Conclusion

High spatial variability of leachable ^{137}Cs via branchflow and stemflow was detected within and among cedar and oak stands. Further work should examine the effect of bark water capacity and its relationship with the ^{137}Cs vertical distribution and isotopic composition of each tree stands.

福島における放射性物質分布調査
(12) 福島原発事故後の森林土壌における交換態セシウムの経年変化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(12) Temporal changes in the exchangeable radiocesium in forest soils after the FDNPP accident

*高橋 純子[1]，日原 大智[1]，佐々木 拓哉[1]，恩田 裕一[1]

[1]筑波大学

福島第一原子力発電所事故により放出された放射性セシウムについて、森林土壌中の交換態（1M 酢酸アンモニウム抽出）Cs-137 および Cs-133 の測定を実施し、2011 年からの経年変化を報告する。

キーワード：Cs-137、Cs-133、福島第一原子力発電所事故、森林土壌

1. 背景と目的

福島原子力発電所事故により放出された放射性セシウムについて、森林環境中ではその汚染が長期に渡ることから、将来的な動態予測と影響評価が求められている。とくに、事故から 8 年が経過した現在は、沈着した Cs-137 の大部分は鉱質土層中に存在しており、土壌中での下方移行や経根吸収の評価のためには化学形態別の深度分布を明らかにすることが重要である。そこで、福島県川俣町山木屋地区（旧計画的避難区域）に位置するスギ林において、深度別交換態 Cs-137 の経年変化および季節変化を明らかにすることを目的とした。

2. 調査地および方法

福島原発から北西約 40 km に位置する川俣町山木屋地区のスギ壮齢林において、2012 年から年 1 回および 2017 年 8 月～2018 年 7 月にかけて 2 ヶ月に 1 回の深度別土壌サンプリングを実施した。採取した土壌は、1M 酢酸アンモニウム溶液（pH7）を用いて、固液比 1:10 で 1 時間振とう抽出し、Cs-137 濃度は Ge 半導体検出器を用いて、Cs-133 濃度は ICP-MS を用いて定量した。また、フッ酸-過塩素酸により土壌の全分解を行い、Cs-133 および K の全量を測定した。

3. 結果

土壌中の交換態 C-137 濃度は、全量濃度の増加に伴って、経年的に増加する傾向にあった。その存在割合は、表層 1.0-1.5 cm では 7.9-11.6%, 次表層 5-6 cm では 6.2-12.8%となった。一方、交換態 Cs-133 は表層で 1.4-2.0%、次表層で 1.5-2.8%と低かった。交換態 Cs-137 の存在割合に明確な経年変化は認められなかったものの、Cs-133 との比を考慮すると、表層では非常に緩やかなエージングが確認された。一方、次表層では Cs-133 との比を考慮しても明確な変化は認められなかった。

交換態 Cs-137 の季節変化についても、明確な傾向は認められず、K 全濃度と負の相関が、交換態カリウム濃度と正の相関が認められたことから、交換態 Cs-137 濃度は季節変化よりも土壌の性質が大きく関与していることが示唆された。

参考文献

[1] Takahashi, J., Onda, Y., Hihara, D., Tamura, K., 2018. Six-year monitoring of the vertical distribution of radiocesium in three forest soils after the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. J. Environ. Radioact. 192, 172–180.

---

*Junko Takahashi[1], Daichi Hihara[1], Kenji Tamura[1], Yuichi Onda[1]

[1]Univ. of Tsukuba

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(13) Assessing the impacts of land cover and land-use change on soil erosion, hydrological process, and radioactive Cesium discharge in headwater catchments in the Fukushima prefecture

*Slim Mtibaa[1], Yuichi Onda[1], Sho Iwagami[2] and Yoshifumi Wakiyama[3]
[1]Univ. of Tsukuba., [2]FFPRI, [3]Fukushima Univ.

This study aims at investigating the impacts of land cover and land-use change on Cesium discharge, soil erosion and hydrological process. We found that the land-use change, associated with the decontamination works, resulted in a critical increase in sediment yield and runoff coefficient, and a change in the critical Cesium and sediment source area.
Keywords: Decontamination works, Land-use change, Hydrological process, Soil erosion

1. Introduction

Decontamination works (removing the contaminated topsoil and vegetation, and recovering the area with uncontaminated soil) were performed in highly contaminated farmland and grassland, in order to reduce the radiation levels within the Fukushima area. Along with the significant reduction of radiation levels, such works have contributed to a critical change in land-use and soil properties of the decontaminated areas, which may influence the ^{137}Cs discharge, soil erosion, and hydrological processes. This study aimed at investigating such impacts at plot and catchment scale.

2. Material and Methods

We monitored the sediment, water and radioactive Cesium (^{137}Cs) discharges, at plot and catchment scale. Two USLE-type plots with a length of 22.13 m and a width of 5 m, were installed in 2011 and 2013. Those plots present the use of a grassland area before and after the decontamination works. Four forested headwater catchments with different grassland fractions (0 %, 1.5 %, 19 %, and 23%) were selected to investigate the impacts of land cover on ^{137}Cs discharge. In one of those catchments (the Iboishi-yama catchment), decontamination works were conducted in 29 % of the catchment area in December 2013.

3. Results

First, our results showed that from 96 % to 99 % of the total discharged ^{137}Cs, in the four headwater catchments, was associated with suspended sediments. The decline rate of the dissolved ^{137}Cs (stream water) was related to the grassland area extent in the different catchments. Second, in the Iboishi-yama catchment: the sediment rating curves showed an increase in sediment yield by ~ 6 times after the decontamination works; The hysteresis loop analysis showed an increase in counterclockwise hysteresis after the decontamination works. This suggests a change in the critical sediment source area; The rainfall-runoff events analysis showed an increase in runoff coefficient. Third, the plot experiments showed a significate increase in sediment discharge (about 7 times) and water discharge (about 3 times) after the decontamination works.

4. Conclusion

The results of the present study provide a clear evidence of the sensitivity of the hydrological process, soil erosion and ^{137}Cs discharge to the land cover and the land-use change. The land-use change, associated with the decontamination works, in a radical decrease in the ^{137}Cs discharge, a change in the critical sediment and radio-cesium source areas, and an increase in sediment yield and surface runoff in the Iboishi-yama catchment and the decontaminated plot.

福島における放射性物質分布調査
(14)新田川流域における除染による河川の放射性物質濃度・フラックスの変化とモデル化

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(14) Change of sediment sources in suspended sediments due to surface decontamination in the Niida river catchment area affected by the Fukushima Daiichi nuclear power plant accident

*恩田 裕一[1]、山中 裕紀[1]、脇山 義史[2]、谷口 啓輔[3]、吉村 和也[4]
[1]筑波大学アイソトープ環境動態研究センター、[2]福島大学環境放射能研究所、[3]福島県環境創造センター、[4]日本原子力研究開発機構

除染により空間線量率の低下が期待される一方で，除染による地表面状態の変化から，下流へ土砂移動に変化がおこる可能性がある。そこで，本研究においては，除染による土砂動態の変化および^{137}Cs 動態との関係解明を目的として、新田川での観測および過去のデータの解析を行った。

キーワード：放射性セシウム、新田川、河川、東京電力福島第一原子力発電所事故、除染

1. はじめに

福島第一原子力発電所の事故により放射性物質が多量に沈着した地域では，国谷地法自治体により，除染作業が行われてきた。このような除染により空間線量率の低下が期待される一方で，除染による地表面状態の変化から，下流へ土砂移動に変化がおこる可能性がある。そこで，本研究においては，除染による土砂動態の変化および^{137}Cs 動態との関係解明を目的として、新田川での観測および過去のデータの解析を行った。

2. 調査方法

新田川下流の原町地点では 2012 年から、鮭川橋地点、野手上北地点、蕨平地点では 2014 年から、浮遊土砂^{137}Cs 濃度、水流出量、浮遊土砂流出量の観測を行った。

3. 結果および考察

浮遊土砂^{137}Cs 濃度はいずれの地点でも指数関数的な減少傾向を示した。原町地点では、浮遊土砂の年間流出量が、2013 年から 2015 年まで増加傾向を示したのち、2016 年から 2018 年にかけて減少傾向を示した。除染作業が 2012 年から 2016 年まで行われていたことから、除染によって浮遊土砂の流出が促進されたと考えられた。一方で同地点における^{137}Cs 流出量は 2015 年に最大となり、2016 年には除染地から^{137}Cs 濃度の低い土砂が流出したと考えられた。野手上北地点では除染期間中には斜面に土砂供給源があったことを示すヒステリシスループが見られたが、除染終了後はみられなくなった。さらに、USLE を用いて除染を行った場合と除染を行わなかった場合の土砂流出量を推定した結果、除染を行った場合の土砂流出量推定値の方が大きかった。以上のことから、除染は河川中の土砂の^{137}Cs 濃度を低下させる一方で、土砂流出が促進されたことが明らかになった。

---

* Yuichi Onda[1], Yuki Yamanaka[1], Yoshifumi Wakiyama[2], Keisuke Taniguchi[3], Kazuya Yoshimura[4]
[2]CRiED, Univ. Tsukuba, [2]IER, Fukushima Univ., [3] Fukushima Prefectural Centre for Environmental Creation, [4] Japan Atomic Energy Agency

福島における放射性物質分布調査
(15) 斜面における ^{137}Cs 流出プロセス

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima
(15) Processes of plot-scale ^{137}Cs wash-off

*脇山 義史[1]，恩田 裕一[2]，五十嵐 康記[1]，小塚 翔平[3]
[1]福島大学 IER，[2]筑波大学 CRiED，[3]筑波大学生命環境科学研究科

福島第一原子力発電所の事故によって陸域に沈着した放射性セシウムの動態把握を目的として、畑などのさまざまな土地利用条件下にある斜面に土壌侵食プロットを設置して土砂および放射性セシウムの流出量を観測した。得られたデータに基づいて ^{137}Cs 流出プロセスに関する考察を行った。

キーワード：土壌侵食プロット，土砂流出，植生被覆

1. はじめに

原発事故後の陸域における放射性セシウムの再移動に関する将来予測を高精度化するためには、土砂の放射性セシウム濃度とそれらの長期的な時間変化傾向を把握することが有効である。Wakiyama et al. (2019)[1]は未耕作畑・耕作畑・草地・森林に設置した土壌侵食プロットの長期観測結果から、土砂の正規化 ^{137}Cs 濃度（*Sc*：m^2 kg^{-1}）が積算土砂流出量が大きくなるほど低下する傾向を示した。この理由として、リルの形成が土砂の ^{137}Cs 濃度低下に寄与したことが示唆されているが、侵食プロセスと ^{137}Cs 流出のプロセスの関係については不明の点が多い。本研究では、斜面における ^{137}Cs 流出プロセスの解明を目的として、土壌侵食プロットによる観測に加え、微地形変化の観測を行い、^{137}Cs 濃度の変動との関係を考察した。

2. 調査方法

福島県川俣町山木屋地区および伊達市月舘地区内の未耕作畑に設置した土壌侵食プロット 3 基（山木屋未除染、月舘未除染、山木屋除染）によって土砂および ^{137}Cs 流出量を観測した。降雨によって流出した土砂を各プロットの下端の三角堰およびタンクに捕捉・回収し、その重量および ^{137}Cs 濃度の測定を行った。いずれのプロットでも観測開始後に除草剤散布を行い、植生被覆率を低下させた。山木屋未除染では 3D スキャナー、月舘未除染と山木屋除染プロットではドローンを用いた画像解析により、地表面変化量を求めた。

3. 結果および考察

土砂の ^{137}Cs 濃度の平均値は、山木屋未除染、月舘未除染、山木屋除染プロットでそれぞれ 15 kBq kg^{-1}、5.8 kBq kg^{-1}、1.3 kBq kg^{-1} であった。未除染のプロットでは、除草前の植生が多い時期には ^{137}Cs 濃度のばらつきが大きかったが、除草後に徐々に ^{137}Cs 濃度が経時的に低下していく傾向が見られた。地表面変化量を見ると、山木屋未除染プロットでリル域における地表面低下が相対的に大きい場合に ^{137}Cs 濃度が低くなる傾向が見られた。以上のように、地表面の状態が侵食プロセスを規定し、土砂の ^{137}Cs 濃度変動に影響を与えることが示唆される。

参考文献

[1] Wakiyama et al. 2019. J. Environ. Radioact., *in press*.

*Yoshifumi Wakiyama[1], Yuichi Onda[2], Yasunori Igarashi[1], and Shohei Kozuka[3]
[1]IER, Fukushima Univ., [2]CRiED, Univ. Tsukuba, [3]Grad. Sch. Life Environ. Sci., Univ. Tsukuba.

福島における放射性物質分布調査

（16）福島県におけるモニタリングポストの測定結果の時間的統合

Investigation on distribution of radioactive substances in Fukushima

(16) Temporal integration of the data obtained by monitoring posts in Fukushima prefecture

*関　暁之[1]，真弓　明恵[1]，村上　冶子[2]，斎藤　公明[1]，武宮　博[1]，井戸村　泰宏[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]ローレンス・バークレー国立研究所

測定頻度の少ない空間線量率の結果に対し、測定頻度の多いモニタリングポスト（以下、MP）による結果と階層ベイズモデルを用いて時間的統合を行い、時間的に連続な空間線量率を推定する。今回は、この推定の精度を向上するため、スクリーニングプログラムを用いて、異常値を含んだ MP の測定結果を機械的に排除した。そのうえで、二成分モデル等の他の手法による推定と比較し、本手法の妥当性を検証した。

キーワード：モニタリングポスト、空間線量率、ベイズ推定、データスクリーニング、二成分モデル

1. 緒言

本手法の妥当性を検証するため、近傍の MP 同士の組合せに対し、一方の空間線量率の結果からもう片方の空間線量率の結果を推定した。なお、MP の機種は、規制庁設置のリアルタイム線量測定システムを対象とした。

2. MP の測定結果の時間的統合手法

スクリーニングは、一定の期間に区切って、MP の故障等が原因と考えられる外れ値や除染等が原因と考えられる線量変化の傾きの異常値を判定していった。外れ値は、k 近傍法による線量の平均値とバックグラウンドの値を比較して判定した。傾きの異常値は、指数関数フィッティングによる係数と二成分モデルによる係数を比較して判定した。

時間的に連続な空間線量率の推定には、以下の変数およびモデル式を設定した。

$z_{m,i} = y_i + e_m$：観測モデル 1

$z_{n,i} = ay_i + b + e_n$：観測モデル 2

$y_i = y_{i-1} + e_y$：プロセスモデル

なお、z は観測値、y は推定値、e_m と e_n は観測誤差、e_y は過程誤差、a と b は回帰係数を表す。これら変数は、階層ベイズモデルに従うと仮定し、計算機によるサンプリングを行うことでその収束値を求めた。

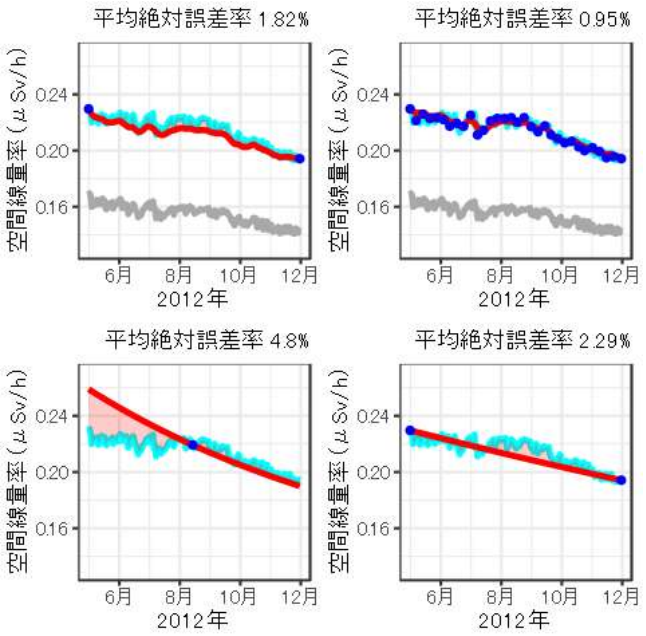


図　推定結果の比較の例（左上：測定値 2 点と近傍の MP の測定値を用いたベイズ推定、右上：測定値 32 点と近傍の MP の測定値を用いたベイズ推定、左下：二成分モデルによる推定、右下：指数モデルによる推定）。推定する MP の測定値を水色、推定結果を赤線。測定値と推定結果の差を薄い赤色で示している。

3. 結論

スクリーニングにより、MP 同士の組合せは約 1 万組から約 7000 組まで限定することができた。限定した MP を用いて本手法で推定を行うとともに、二成分モデルや指数モデルによる推定も行い、これら推定結果と測定値の誤差率を比較することで、多くの MP において本手法が他より誤差率が少なく推定できることを確認した。ただ、いくつかの MP については、他の手法より大きい誤差率となる場合があり、この誤差率をおさえるため、場合によっては推定に用いる測定値を増やしていく必要があることを確認した。

*Akiyuki Seki[1], Akie Mayumi[1], Haruko Murakami Wainwright[2], Kimiaki Saito[1], Hiroshi Takemiya[1] and Yasuhiro Idomura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Lawrence Berkeley National Lab.

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

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 10:50 AM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[1E01-03] Properties of Silicon Compounds

Chair:Yuji Ohishi(Osaka Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1E01] Study on Thermal Conductivity of Glasses for vitrified Radioactive Waste

*Hiromichi Ohta[1], tsuyoshi nishi[1], takumi manako[1], yasutomo tajiri[2] (1. Ibaraki Univ., 2. IHI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1E02] Thermochemical investigation of calcium silicate insulation with cesium hydroxide

*Muhammad Rizaal[1], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1], Takumi Saito[2], Nejdet Erkan[2], Koji Okamoto[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Tokyo)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1E03] First-principles calculations on substitutional solid solutions of Si oxides

*Toshiaki Nishii[1,2], Jun Onoe[2] (1. J-POWER, 2. Nagoya Univ.)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

ガラス固化用ガラスの溶融状態の熱拡散率

Study on Thermal Conductivity of Glasses for vitrified Radioactive Waste

*太田 弘道[1]，西 剛史[1]，眞子 巧巳[1]，田尻 康智[2]

[1]茨城大学，[2]ＩＨＩ

硼珪酸塩融体の熱伝導率を整備することは、高レベル放射線廃液のガラス固化を安全に制御する上で必要不可欠である。本研究では、B_2O_3-SiO_2-R_xO (R=Li, Na, Mg, Ca, x=1, 2) 系融体の熱浸透率測定を実施し、データの検証を実施したので報告する。

キーワード：硼珪酸塩ガラス、表面加熱／表面検出レーザフラッシュ装置、熱伝導率

1. 緒言

硼珪酸塩ガラスは使用済燃料の再処理に伴い発生する高レベル放射線廃液のガラス固化に用いられる有力な候補の一つである。このガラスを調製するために硼珪酸融体の熱伝導率を整備することは溶融炉の安全運転を確保する上で重要である。本研究では、B_2O_3-SiO_2-R_xO (R=Li, Na, Mg, Ca, x=1, 2) 系融体の熱浸透率を測定し、熱伝導率に換算して比較することで、イオン半径や結合力などの影響について検証した。

2. 実験方法

本実験では測定に表面加熱／表面検出レーザフラッシュ装置を使用した。試料を入れた白金セルを加熱し、底部にレーザを照射して加熱面からの赤外線を検出することで、白金セル底部の温度減衰を測定した。測定より得られたデータを理論式で最小二乗フィッティングすることで熱浸透率を求め、各酸化物の比熱から加成則で求めた試料の比熱と、アルキメデス法より求めた試料の密度から熱伝導率を算出した。

3. 結論

B_2O_3-SiO_2-R_2O (R=Li, Na) 融体の熱伝導率を図 1 に、B_2O_3-SiO_2-MgO 融体の熱伝導率を図 2 に示す。B_2O_3-SiO_2-Li_2O 融体の方が B_2O_3-SiO_2-Na_2O 融体よりも高い熱伝導率を示した。Li^+の Pauling のイオン半径 (60pm [1]) は Na^+のイオン半径 (95pm [1])よりも小さいため、Li^+添加時の方が Na^+添加時よりネットワーク構造が密になり、熱伝導率上昇に起因したと考えられる。なお、B_2O_3-SiO_2-RO (R=Mg, Ca) 融体の熱伝導率の組成比および温度依存性の議論については本発表にて報告する。

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 30 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

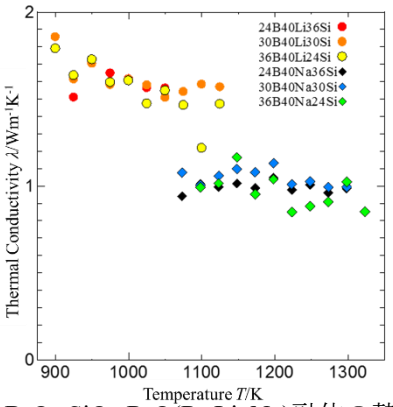


図 1 B_2O_3-SiO_2-R_2O(R=Li, Na)融体の熱伝導率

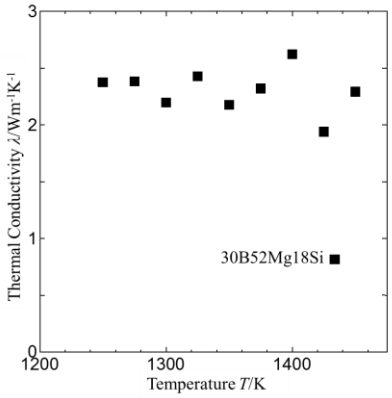


図 2 B_2O_3-SiO_2-MgO 融体の熱伝導率

参考文献

[1] L. Pauling, The Nature of the Chemical Bond, 3rd Edn., Cornell University Press, Ithaca, N. Y. (1960).

*Hiromichi Ohta[1], Tsuyoshi Nishi[1], Takumi Manako[1], Yasutomo Tajiri[2]

[1]Ibaraki Univ. [2] IHI

Thermochemical investigation of calcium silicate insulation with cesium hydroxide

*Muhammad Rizaal[1,2], Kunihisa Nakajima[1], Masahiko Osaka[1]
Takumi Saito[2], Nejdet Erkan[2] and Koji Okamoto[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

Abstract

Experimental study using thermogravimetry and X-ray diffractometry was conducted to investigate chemical interaction between calcium silicate insulation and cesium hydroxide under steam and hydrogen atmospheres. The bulk use of calcium silicate insulation in nuclear power station is of concern when severe accident occurs that such interaction will be highly encountered. Our results suggested that chemical interaction occurred in temperature range of 575-730°C regardless of atmospheres and yielded formation of new compound, $CsAlSiO_4$.

Keywords: Cesium, Calcium silicate, Insulation, Thermochemistry

1. Introduction

Report of internal investigation in primary containment vessel (PCV) of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F) unit 2 by TEPCO indicated unexpected dose rate distribution of the lower 10 Gy/h at the pedestal, where most of debris should be existed, and the higher 70-80 Gy/h at the pedestal vicinity [1]. Deposits found in this vicinity were suspected as source of the high dose rate. Based on condition and location where these deposits existed, it is likely that formation of such deposits was originated by steam containing fission products such as Cs, leaked from, e.g., safety relief valves gasket. We further presume that the leakage steam directly hit the main steam piping thermal insulation (i.e. calcium silicate insulation or calsil), following that the adsorption of Cs on the calsil occurred. In this study we investigated interaction between the calsil and Cs under various atmospheres.

2. Experimental method

A calsil block, which is equivalent in quality to the thermal insulation used in 1F, was pulverized and mixed with cesium hydroxide monohydrate, $CsOH{\bullet}H_2O$ with an agate mortar. Then, the mixed powders were pressed into pellets with diameter of 3 mm or 5 mm. TG-DTA, XRD and SEM/EDS were used to investigate reactions between calsil and Cs^+ at high temperature, associating phase changes, and morphologies and elemental distributions of end-products in Ar-5%H_2 and Ar-20%H_2O atmospheres.

3. Results and discussion

As shown in Figure 1, $CsAlSiO_4$ compound is present in the sample heated up to 730°C. Then some chemical interaction for the calsil mixed with $CsOH{\bullet}H_2O$ in Ar-5%H_2 occurred in the temperature range of 575°C to 730°C. It was also found that a similar XRD pattern appeared for the sample heated in Ar-20%H_2O. Thus, our results suggested that formation of new compound occurred regardless of atmospheres. The thermodynamic calculations [2-4] were performed to check whether $CaSiO_3$ reacted with CsOH. As a result, it was found that such a reaction did not occur thermodynamically. However, if alumina is present, $CsAlSiO_4$ can be formed by the following reaction:

$$2CaSiO_3(s)+Al_2O_3(s)+2CsOH(c) \rightarrow 2CsAlSiO_4(s)+2CaO(s)+H_2O(g)$$

where s, c, and g are solid, condensed, and gaseous phase, respectively. Therefore, presence of impurity Al in the calsil might play an important role in such a chemical interaction with CsOH, which might be one of the causes for high dose rate reading at the pedestal vicinity.

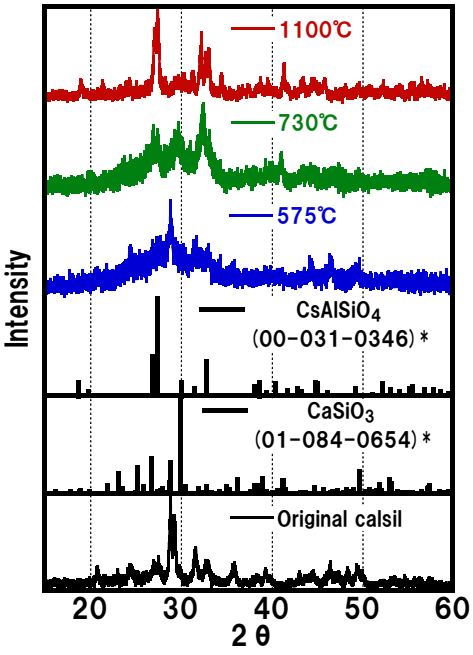


Figure 1 XRD patterns of the mixtures of calsil and $CsOH{\bullet}H_2O$ heated at 575°C, 730°C and 1100°C in Ar-5%H_2 together with those of original calsil, $CsAlSiO_4$ and $CaSiO_3$ (*ICDD card number)

References

[1] TEPCO, 2017, Progress report No. 5. [2] I. Barin, 1989, Thermochemical data for pure substances, VCH. [3] R.G.J. Ball, et al., EUR 14844 EN, 1992, p.104.
[4] P. Taylor, S.D. SeVaal, D.G. Owen, Can. J. Chem. 1989, **67**, 76-81.

シリコン酸化物の置換型固溶に関する第一原理計算

First-Principles Calculations on Substitutional Solid Solutions of Si Oxides

*西井 俊明[1,2]，尾上 順[2]
[1]電源開発，[2]名古屋大学

シリコン (Si) 酸化物結晶中の Si 原子を種々の元素に置換した構造を対象に第一原理計算を行い，系のエネルギーなどを比較することによって置換型固溶体の安定性に及ぼす添加元素および添加率の影響を評価し，電子構造レベルで安定性を支配する相互作用因子を調べた。

キーワード： 熱電変換，置換型固溶体，放射性廃棄物ガラス固化体，シリコン酸化物，第一原理計算

1. 研究背景

耐高温酸化性の観点から，Si 酸化物マトリクスに種々の元素を固溶させた半導体が高温動作用熱電変換材料の候補として挙げられる。その性能の長期安定性は，マトリクス-添加元素間の相互作用に依存するものと考えられ，置換型固溶が望まれる。この要件は，高レベル放射性廃棄物のガラス固化体にも通じる。

我々は，これまで第一原理計算方法の一種である相対論的 DV-Xα(DV-DFS) 法[1]を用いてウラン合金の電子状態解析を行い，従来の経験則 (Hume-Rothery 則) に代わり合金元素固溶濃度を予測できるパラメータを見出してきた[2]。本研究では，同様の手法を用い，Si 酸化物に対する置換型固溶支配因子について電子構造レベルの考察を試みた。

2. 研究概要

まず，α-石英およびガラス固化体の最小単位である四面体構造の SiO_4 に注目し，正四面体 SiO_4H_4 クラスターの Si を他の元素 X (周期表第 2～16 族, 第 3～7 周期に Cs および Fr を追加) に置換したものを対象に，DV-DFS 法分子軌道計算を行い，X-O 結合の有効共有結合次数 (BOP)，X および O 原子の Mulliken 有効電荷 (MEC) などを比較した。図 1 に，SiO_4H_4 とその Si を中性原子 X で置換した XO_4H_4 の BOP の結果を示す。続いて，一周期を数個の単位格子とする α-石英結晶中の Si を一つずつ他元素に置換した系について第一原理計算を行い，置換型固溶体生成エネルギーの比較により置換率が系の安定性に与える影響を評価した。また，水素終端や中性原子置換の影響を踏まえ，構成原子に形式電荷を与えた $(SiO_4)^{4-}$ モデルについても同様の計算を行った。結果の詳細は，当日の講演にて述べる。

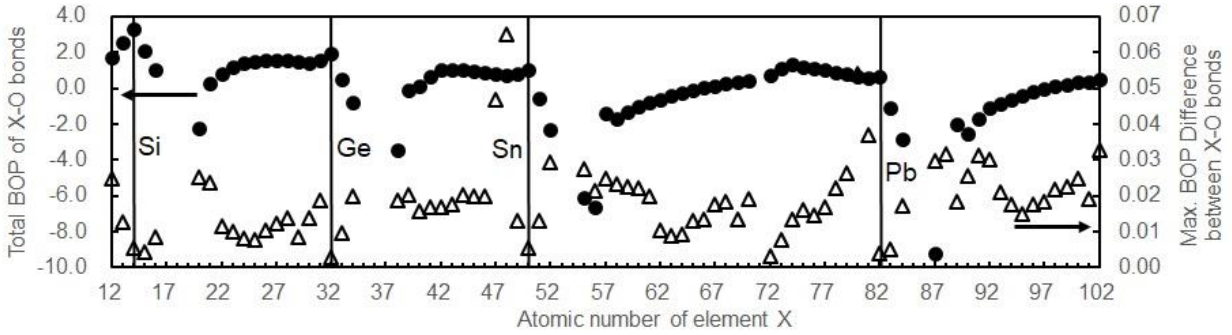


Fig. 1. Total BOP (●) and difference ($BOP_{max} - BOP_{min}$) (△) for X-O bond of the XO_4H_4 cluster model.

謝辞 : 本研究の計算結果に関して，名古屋大学工学研究科の野田祐輔 博士に有益な議論を頂いたので感謝する。

参考文献

[1] H. Adachi et al., *Mol. Phys.* **33**, 199 (1977).
[2] M. Kurihara et al., *J. Alloys and Compd.* **509**, 1152 (2011).

*Toshiaki Nishii[1,2] and Jun Onoe[2]
[1]J-POWER, [2]Nagoya Univ.

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

Wed. Sep 11, 2019 10:50 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[1E04-07] Physical Properties of In-core Molten Materials

Chair:Kenji Konashi(Tohoku Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1E04] Thermodynamic evaluation of mixing of molten alkali halides by molecular dynamics calculations

*Yuma Sekiguchi[1], Koichi Uozumi[2], Katsuyuki Kawamura[3], Takayuki Terai[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. CRIEPI, 3. Tokyo Tech)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1E05] Physical properties of molten core materials

(1)Surface tension of ZrO2 measured by aerodynamic levitation technique

*Toshiki Kondo[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka university)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1E06] Physical properties of molten core materials

(2)Viscosity and surface tension of Zr-O measured by electrostatic levitation technique

*Yuji Ohishi[1], Kouta Kurokawa[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1E07] Physical properties of molten core materials

(3)Viscosity and surface tension of Fe-B measured by electrostatic levitation technique

*Kiu Tanaka[1] (1. Osaka Univ.)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

分子動力学計算による溶融アルカリハライドの混合の熱力学評価

Thermodynamic evaluation of mixing of molten alkali halides by molecular dynamics calculations

*関口 裕真[1]，魚住 浩一[2]，河村 雄行[3]，寺井 隆幸[1]
[1]東京大学，[2]電力中央研究所，[3]東京工業大学

多様なアルカリハライドの混合エンタルピーを分子動力学法(MD)により導出し、文献値等と比較した。その結果、LiF-KF 等の共イオン二元混合物に関しては、MD により求めた混合エンタルピーは既往の実験値と整合し、MD は混合による摂動効果やファンデルワールス力の減少を再現した。

キーワード：溶融塩、分子動力学計算、混合エンタルピー

1. 緒言

アルカリハライドは乾式再処理や溶融塩原子炉での溶媒としての利用が検討されているが、放射性物質を溶解した溶融塩が循環する構造上、その漏洩時における塩からの放射性物質の放出挙動を検討する要がある。報告者らは放出挙動評価のための基礎検討として、アルカリハライド中の Cs および I の挙動を熱力学的に評価するため、多様なアルカリハライド混合系について MD により混合エンタルピーを求めた。

2. 計算

MD ソフトウェアとして MXDORTO[1]を用い、0.1MPa、1000K における LiF-KF、LiCl-KCl、LiCl-LiI、CsCl-CsI の共イオン二元混合物および、LiF-CsI、LiCl-CsI、KF-CsI、KCl-CsI の互変系二元混合物について混合エンタルピーおよび相互作用関数を導出した。互変系二元混合物はアニオン・カチオンをそれぞれ 2 種含む 4 元混合物と振る舞うが、混合エンタルピーは交換反応において熱力学的に安定な単塩 2 つを基準とした。

3. 結果・考察

上述の共イオン二元混合物 4 系について、MD 計算により導出された混合エンタルピー:$\Delta_{\mathrm{mix}}h$を、実験値[2]と共に図 1 に示す。本図中の実験値は LiF-KF 等の共アニオン系では負の値を持つ一方で、LiCl-LiI 等の共カチオン系では正の値である。これは共アニオン系では異種カチオン間のイオン半径差に関連した摂動効果により混合状態が安定化されるのに対し、共カチオン系ではアニオン-カチオン間のファンデルワールス力が混合に伴い減少するために混合が熱力学的に不利であるためと考えられる[2]。MD 計算は$\Delta_{\mathrm{mix}}h$のこのような傾向を再現すると共に、導出された値は実験値と概ね一致した。このことから本 MD 計算は共イオン二元混合物における実験事実を十分に再現したといえる。

なお、LiF-CsI 等の互変系二元混合物については、MD は理論的な$\Delta_{\mathrm{mix}}h$を部分的に再現した。

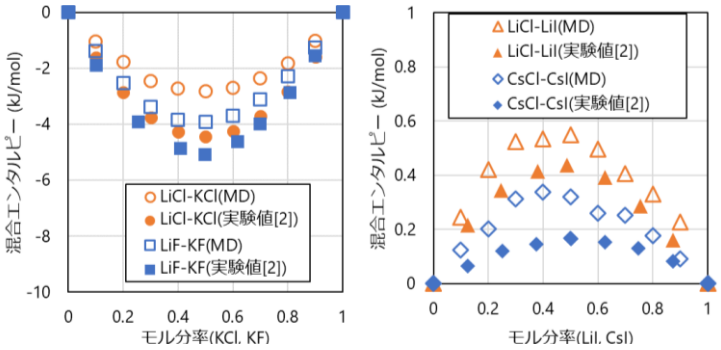


図 1　共イオン二元混合物の混合エンタルピーの MD 計算値および実験値[2]
（左：共アニオン系（LiCl-KCl 系、LiF-KF 系）、右：共カチオン系（LiCl-LiI 系、CsCl-CsI 系））

参考文献

[1] 河村雄行, MXDORTO, Japan Chemistry Program Exchange, #029 (1996).

[2] G. Mamantov and R. Marassi, eds., Nato Science Series C:, Vol. 202, Springer Netherlands (1987).

---

*Yuma Sekiguchi[1], Koichi Uozumi[2], Katsuyuki Kawamura[3], and Takayuki Terai[1]

[1]The University of Tokyo, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, [3]Tokyo Institute of Technology,

炉心溶融物の物性評価
(1) ガス浮遊法を用いた溶融 ZrO_2 の表面張力評価

Physical properties of molten core materials

(1) Surface tension of ZrO_2 measured by aerodynamic levitation technique

*近藤 俊樹[1], 大石 佑治[1], 牟田 浩明[1]

[1]大阪大学

燃料が溶融すると、U, Zr, O からなる U-Zr-O 溶融物が生成する可能性がある。本研究ではその中から ZrO_2 に注目し、ガス浮遊法を用いることで溶融 ZrO_2 の表面張力を測定した。

キーワード：炉心溶融物、ガス浮遊法、表面張力

1. 緒言

本研究では、液滴を基板へと衝突させた際に生じる変形から表面張力を算出する手法（液滴衝突法）を用いて、これまで知見の得られていなかった溶融 ZrO_2 の表面張力を評価し報告をする。

2. 実験手法

直径 2mm 程度の ZrO_2 球をガス浮遊装置で浮遊させ、100W の CO_2 レーザーで加熱溶融した。これを窒化ボロン基板上に落下させ、その液滴衝突の様子をハイスピードカメラで観察した。図 1 におよそ 3000 K まで加熱した ZrO_2 の衝突中の様子を示す。基板への衝突後、時間と共に形状が変化していく様子が観察された。この時、衝突直前に試料が有していた運動エネルギーが変形の駆動力、すなわち表面積を増大させるのに使われたと考え、変形による表面積の増分から表面張力を算出した。変形時に粘性によって失われるエネルギー分については以前報告した ZrO_2 の粘性測定値を用いて補正を行った。

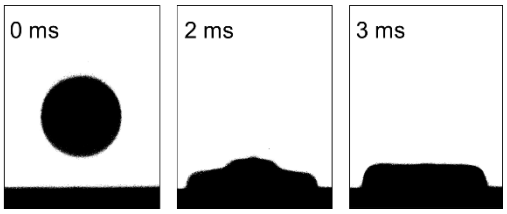


図 1 ZrO_2 の衝突挙動

3. 結論

図 2 に表面張力の測定結果を示す。また、液滴振動法によって評価した値も併せて示す。今回得られた結果は液滴振動法によって測定した結果よりも高い値を示した。過去の報告[1]によると、地上で行った液滴振動法は重力の影響により 20%程度表面張力を過小評価する可能性があることが示唆されており、今回の結果もそれに則るものとなっている。また、表面張力は温度と共に線形にわずかに減少する傾向がみられた。

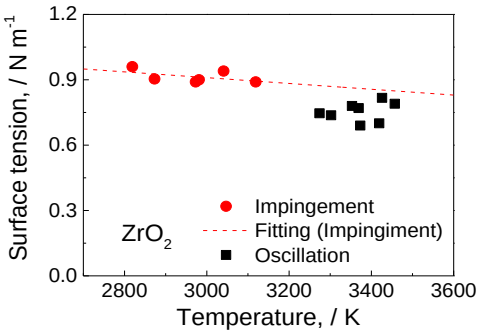


図 1 ZrO_2 の表面張力

4. 謝辞

本研究は、文科省による「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「炉心溶融物の 粘性及び表面張力同時 測定技術の開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] D. Langstaff, et. al., Rev. Sci. Instrum. 124901, (2013).

---

*Toshiki Kondo[1], Yuji Ohishi[1] and Hiroaki Muta[1]

[1]Osaka Univ..

炉心溶融物の物性評価
(2) 静電浮遊法を用いた溶融 Zr-O の粘性及び表面張力評価

Physical properties of molten core materials
(2) Viscosity and surface tension of Zr-O measured by electrostatic levitation technique

*大石 佑治[1]，黒川 昂太[1]，牟田 浩明[1]
[1]大阪大学

燃料が溶融すると生成する可能性がある U-Zr-O 溶融物の中から、本研究では Zr と ZrO_2 の中間的な組成の Zr-O 系溶融物に注目し、静電浮遊法を用いることで粘性と表面張力を測定した。

キーワード：炉心溶融物，粘性，静電浮遊法

1. 緒言

炉心において被覆管等として用いられている Zr は酸素との親和性が高いため、炉心溶融時には Zr と ZrO_2 の中間的な組成の Zr-O の溶融物が発生する可能性がある。溶融物の挙動を予測するためには、その物性の把握が必要不可欠である。しかし溶融した Zr や ZrO_2 は高い融点や反応性を有しているため、容器を用いた通常の測定方法では粘性等の物性を測定することが難しい。そこで浮遊法の一つである静電浮遊法を用いて、Zr-O の中でも金属に近い組成の $Zr_{1-x}O_x$(x = 0-0.2)溶融合金の粘性を評価した。

２．実験

Zr と ZrO_2 を $Zr_{1-x}O_x$(x = 0, 0.1, 0.2)の組成となるように秤量し、アーク溶解法によって溶融させることでインゴットを作製した。得られたインゴットを真空雰囲気下で熱処理を行い、その後 20mg 程度のサイズに切り出して静電浮遊試験を行い、液滴振動法によって粘性を評価した。試料の酸素組成は酸化重量法により評価した。

３．結果

図 1 に測定した $Zr_{1-x}O_x$(x = 0, 0.1, 0.2)の溶融合金の粘性を示す。図中の酸素組成は酸化重量法によって評価した値である。x = 0 の試料の粘性は Zr の文献値と良く一致した。酸素組成が増加するに従い粘性は増加する傾向を示した。Zr と ZrO_2 の粘性の文献値を元に、組成に対して加重平均を計算することで得られる推定値と x = 0.1, 0.2 の測定値を比較すると、概ね一致することが分かった。これは、Zr-O 溶融合金の粘性が Zr と ZrO_2 の粘性の線形内挿によって推定できる可能性を示唆している。

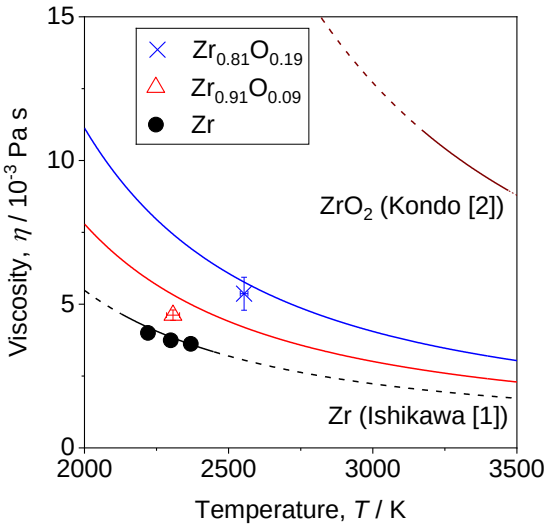


図 1 測定した $Zr_{1-x}O_x$(x = 0, 0.1, 0.2)の溶融合金の粘性の温度依存性。実線は Zr, ZrO_2 の粘性の文献値、及びこれらの加重平均によって得られた x = 0.09, 0.19 の組成の Zr-O 溶融合金の粘性の推定値を示す。

本研究は、文科省による「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「炉心溶融物の 粘性及び表面張力同時 測定技術の開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] T. Ishikawa et al., Meas. Sci. Technol. 23 (2012) 025305.
[2] T. Kondo et al., “Density and viscosity of liquid ZrO_2 measured by aerodynamic levitation technique”, Heliyon, accepted.

* Yuji Ohishi[1], Kouta Kurokawa[1], Hiroaki Muta[1]
[1]Osaka Univ.

炉心溶融物の物性評価
（3）静電浮遊法を用いた溶融 Fe-B の粘性及び表面張力評価

Physical properties of molten core materials

(3) Viscosity and surface tension of Fe-B measured by electrostatic levitation technique

*田中　喜宇[1]、大石　佑治[1]、牟田　浩明[1]

[1]大阪大学

原子力発電所での重大事故時の炉心溶融物の拡がり挙動を把握するためには、炉心溶融物の物性データが必要である。本研究では、静電浮遊法を用いて溶融 Fe-B の密度・粘性・表面張力の測定を行った。

キーワード：静電浮遊法，粘性，表面張力，Fe-B 合金

1. 緒言

原子力発電所での重大事故の進展を知るためには炉心溶融物の拡がり挙動を把握する必要がある。 炉心溶融物の物性データ用いてシミュレーションを行うことにより拡がり挙動を推定することができる。 しかし液体金属は反応性に富むため、容器を用いた溶融物の物性測定では試料と容器が反応してしまい正確な物性測定が困難である。そこで本研究では、静電浮遊法を用いて炉心溶融物の 1 つである溶融 Fe-B の密度・粘性・表面張力の測定を行った。

2. 実験方法

本研究では、Fe と B をアーク溶解にて溶融混合し、$Fe_{0.84}B_{0.16}$ の組成（共晶組成）のインゴットを作製した。作製したインゴットから、20~30 mg 程度となるように試料を切り出した。得られた試料を静電浮遊装置により浮遊させ加熱溶融し、画像解析により密度を、液滴振動法により粘性・表面張力を測定した。

3. 実験結果

本研究で得られた溶融 $Fe_{0.84}B_{0.16}$ の粘性の測定結果を Fe[1]および B[2]の粘性の文献値とともに**図 1** に示す。1620 K における溶融 Fe-B の粘性は 11 mPas であった。$Fe_{0.84}B_{0.16}$ の粘性は Fe や B の粘性から予想される値とほぼ同程度であることがわかった。密度および表面張力の測定結果については当日報告する。

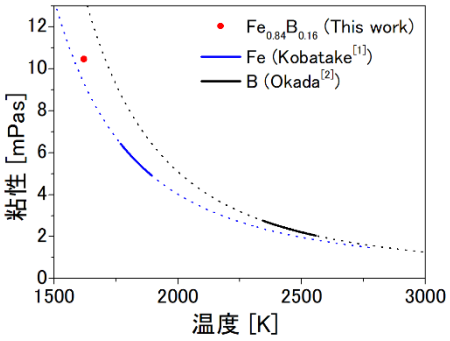


図 1　溶融 $Fe_{0.84}B_{0.16}$ の粘性

4. 謝辞

本研究は、文科省による「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「炉心溶融物の粘性及び表面張力同時測定技術の開発」の成果の一部である。

参考文献

[1] H. Kobatake and J. Brillo, Journal of Materials Science, Vol.48, pp.6818-6824, 2013.

[2] J. T. Okada, T. Ishikawa, Y. Watanabe, P.-F. Paradis, Y. Watanabe, and K. Kimura, Physical Review B, Vol.81, 140201, 2010.

---

*Kiu Tanaka[1], Yuji Ohishi[1] and Hiroaki Muta[1]

[1]Osaka Univ.

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

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:25 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[1E08-13] Fundamental Properties of Nuclear Fuel Material

Chair:Hiroaki Muta(Osaka Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1E08] Oxygen self-diffusion coefficients in (U, Pu)$O_{2\pm x}$

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

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1E09] Enthalpy measurement and heat capacity evaluation of PuO_2 in high temperature region

*Kyoichi Morimoto[1], Masahiro Ogasawara[2] (1. JAEA, 2. Inspection Development Co.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1E10] Evaluation of fundamental properties of CaF_2

(1)Experimental approach

*Masato Kato[1], Ryota Tsuchimochi[1], Taku Matsumoto[1,2], Joshua Taylor White[2], Kenneth James McClellan[2] (1. Japan Atomic Enegy Agency, 2. Los Alamos National Laboratory)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1E11] Evaluation of fundamental properties of CaF_2

(2)DFT analysis of high-temperature properties

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1], Masato Kato[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1E12] Evaluation of the effect on the prevention of uranium dioxide powder adhesion on substrate using nanoparticle coating

*Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Masahiro Suzuki[1], Hiroshi Satone[2], Michitaka Suzuki[2] (1. JAEA, 2. University of Hyogo)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1E13] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

(4)pulverization characteristics of collision plate-type jet mill

*Takayoshi Makino[1], Kazuya Yamamoto[1], Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Toshihide Iso[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

$(U, Pu)O_{2\pm x}$ の酸素自己拡散係数

Oxygen self-diffusion coefficients in $(U, Pu)O_{2\pm x}$

*渡部 雅[1]，砂押 剛雄[2]，加藤 正人[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社

同位体交換法と熱重量法を組み合わせた手法を用いて$(U_{0.7}Pu_{0.3})O_{2\pm x}$及び$(U_{0.8}Pu_{0.2})O_{2\pm x}$の酸素自己拡散係数を測定した。

キーワード：混合酸化物燃料、拡散係数、同位体交換法、熱重量法

1. 緒言

MOX 燃料の焼結挙動、酸化・還元反応及び酸素再分布は燃料中の酸素拡散によって支配されており、これらの挙動を評価するためには酸素自己拡散係数が必要となる。しかしながら、MOX 燃料における酸素自己拡散係数の測定はほとんど報告されていない。従って、本研究では MOX 燃料の酸素自己拡散係数を ^{18}O 同位体交換法と熱重量法を組み合わせて測定した。

2. 実験方法

本試験では、マイクロ波加熱脱硝法よって得た MOX 粉末を原料として、$(U_{0.7}Pu_{0.3})O_2$ 及び$(U_{0.8}Pu_{0.2})O_2$ の組成を有する焼結ペレットを作製した。酸素自己拡散係数は、熱天秤を用いて ^{18}O 同位体交換反応による重量変化を測定し、動径拡散モデルの解析解でフィッティングすることで算出した。また、熱天秤内で酸素・金属（O/M）比を一定に保ちながら測定を実施した。

3. 結果及び考察

図 1 に本研究で取得した酸素自己拡散係数及び文献値[1,2]を併せて示す（$(U_{0.8}Pu_{0.2})O_2$ のデータは過去に報告済み[3]。）。Vauchy らが取得した$(U_{0.55}Pu_{0.45})O_2$ のデータは定比組成の UO_2 及び PuO_2 の温度依存性に類似した結果となっているが、本研究で得られたデータの温度依存性は、不定比組成の UO_2 及び PuO_2 のデータに類似した結果を示した。また、MOX の酸素化学拡散係数は、Pu 含有量の増加に伴い減少する傾向を示すが[4]、酸素自己拡散係数については、Pu 含有量に対する依存性が明確に現れなかった。

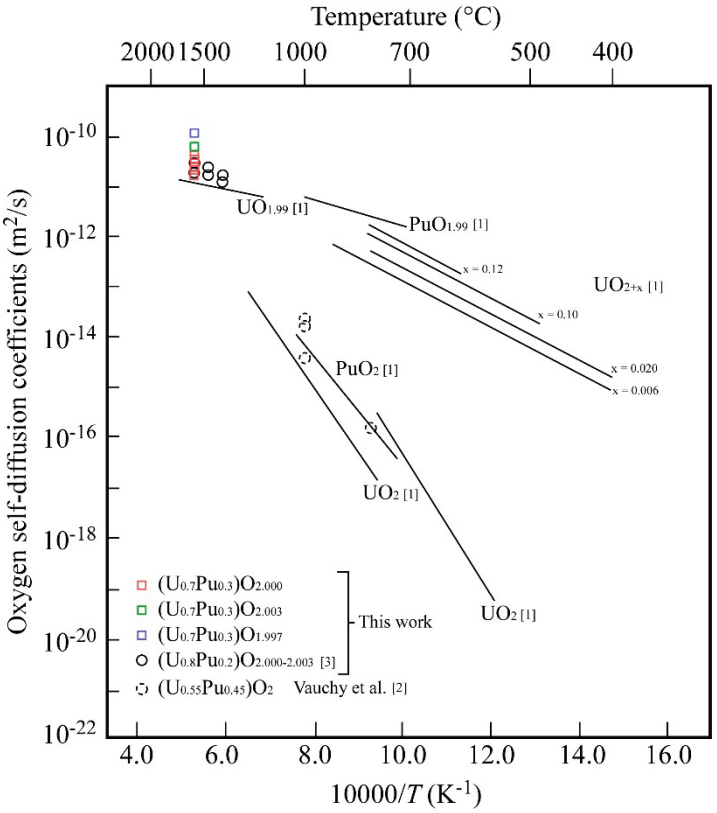


図 1　酸素自己拡散係数の測定値及び文献値

参考文献

[1] K. Ando and Y. Oishi, J. Nucl. Sci. Technol., 20 (1983) 973-982.
[2] R. Vauchy et al., J. Nucl. Mater., 467 (2015) 886-893.
[3] 渡部ほか、日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 2B14
[4] M. Watanabe et al., Defect Diffus. Forum, 375 (2017) 84-90.

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

高温領域における PuO_2 のエンタルピー測定と比熱評価

Enthalpy measurement and heat capacity evaluation of PuO_2 in high temperature region

*森本 恭一[1]，小笠原 誠洋[2]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 検査開発株式会社

MOX 燃料の基礎物性評価の一環とした、O/M を 2.00 に調整した PuO_2 のエンタルピーを測定し、その温度依存性から比熱を評価した。

キーワード：MOX 燃料，PuO_2，熱物性，エンタルピー，比熱

1. 緒言　MOX の比熱は Kopp-Neumann 則より UO_2 と PuO_2 の比熱の組成平均から評価されるケースが多いが，PuO_2 の比熱の測定データは少なく，特に高温領域の比熱の温度依存性については現在も議論されている。本研究では、PuO_2 試料を用い，高温領域の比熱の温度依存性を評価するためにドロップ法を用いてエンタルピーを測定し，得られたエンタルピーの温度依存性から比熱の温度依存性を評価した。

2. 実験　試験に供試した試料は，PuO_2 粉末を焼結し，得られた焼結体の O/M を 2.00 に調整し，これを試料容器（タングステン製）に装荷して真空封入し，ドロップカロリーメータを用いて 980～2160K の範囲のエンタルピー測定を実施した。また，試料はレニウム製内容器に収納することで試料容器との反応を抑制した。

3. 結果・考察　Fig. 1 に測定した PuO_2 のエンタルピーの温度依存性を文献値（UO_2, PuO_2）とともに示す[1]。測定値にややばらつきはあるが、1900K 以下の範囲では，PuO_2 のエンタルピーの測定値は文献値とほぼ同様であり、温度に対して一定の割合で上昇する傾向を示した。一方，1900K 以上では温度の上昇にしたがってエンタルピーの上昇割合が徐々に大きくなる傾向を示した。エンタルピーの温度依存性の解析から得られた比熱は、1900K 以下ではほぼ一定値であるが、1900K 以上において比熱が上昇し始める傾向が観測された。

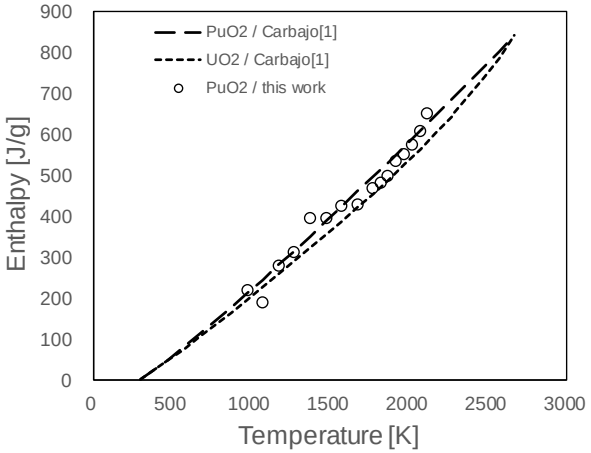


Fig. 1 Enthalpies of UO_2 and PuO_2.

4. まとめ　PuO_2 試料について 2000K を超える高温域のエンタルピー測定を実施した。エンタルピーの温度依存性は 1900K 以上から上昇率が大きくなる傾向を示し，これにともない比熱が上昇し始める傾向が観測された。

参考文献

[1] J. J. Carbajo et al., J. Nucl. Mater. 299 (2001) 181.

---

*Kyoichi Morimoto[1] and Masahiro Ogasawara[22]

[1]Japan Atomic Energy Agency,　[2]Inspection Development Company Ltd.

CaF_2の基礎特性の評価
（1）実験的アプローチ

Evaluation of fundamental properties of CaF_2

(1) Experimental approach

*加藤正人[1]，土持亮太[1]，松本卓[1,2]，Joshua T. White[2]，Kenneth J. McClellan[2]

[1]原子力機構，[2]ロスアラモス国立研究所

室温から融点近傍までのCaF_2の基礎物性について実験的に評価した。特にCaF_2の高温比熱に着目し、フレンケル欠陥の生成及びブレディック転移の影響について評価した。得られた成果は、計算科学による評価の検証用データとして用いた。

キーワード：蛍石構造，熱物性，比熱

1. 緒言：前回の本年会においてCaF_2の基礎物性の測定結果を報告した[1]。本報告では、米国ロスアラモス国立研究所所(LANL)で測定した単結晶の熱物性とのデータの比較・評価を行い、CaF_2の高温比熱のメカニズムを評価することを目的とした。

2. 実験方法：CaF_2の単結晶について、ディラトメーターによる熱膨張測定、DSCによる比熱測定、レーザフラッシュによる熱拡散率測定を実施した。

3. 結果及び考察：図1にDSCで取得した比熱のデータを示す。原子力機構(JAEA)で測定したデータは、多結晶体の測定結果であり、繰り返し3回測定を行った[1]。3回目の測定は室温以下の低温のデータである。LANLでは単結晶の測定を行ったが繰り返し測定し、ほぼ一致した結果を得た。多結晶の測定結果は、繰り返し測定することによって単結晶の測定結果に近づいているように見える。図中には音速及び熱膨張係数から求めた(Cv＋Cd)とフレンケル欠陥の生成を仮定して評価した$(C_v+C_d+C_f)$を示す。$(C_v+C_d+C_f)$の計算結果は約1200Kまでは実験値と良い一致を示している。また、約1200K以上の急激な比熱上昇は、ブレディック転移と考えられる。図に示すように、測定結果と、計算結果は約1200K以下の温度で良く一致することを確認した。

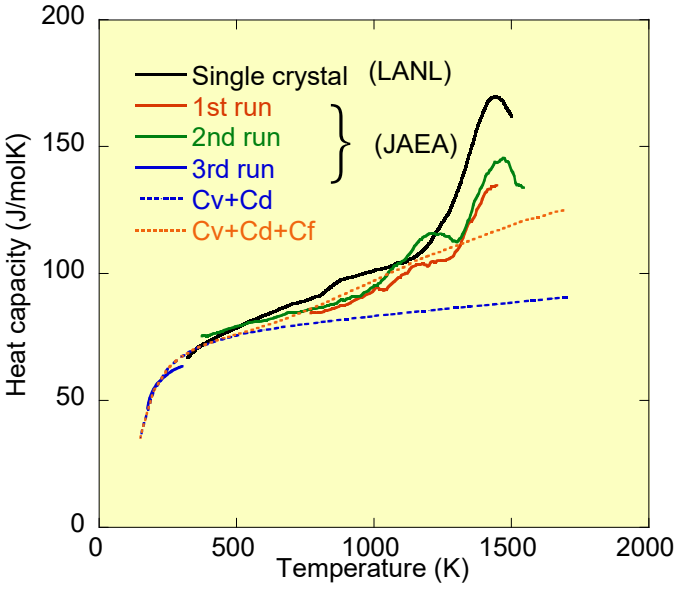


図1　DSCによる比熱の測定結果

3. まとめ：CaF_2の基礎特性について、日米の装置を用いて測定を行い、高温領域の比熱挙動において、フレンケル欠陥生成とブレディック転移と考えられる比熱の上昇を確認した。得られた結果は、計算科学の検証用のデータとして用い、アクチニド酸化物の高温の熱特性評価への適用を進める。

参考文献

[1] 土持、加藤ら、原子力学会2019年春の年会予稿集 3M06

*Masato Kato[1], Ryota Tsuchimochi[1], Taku Matsumoto[1,2], Joshua T. White[2] and Kenneth J. McClellan[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Los Alamos National Laboratory

CaF_2 の基礎特性の評価
（2）DFT に基づく高温物性解析

Evaluation of fundamental properties of CaF_2

(2) DFT analysis of high-temperature properties

*中村 博樹[1]，町田 昌彦[1]，加藤 正人[1]

[1]原子力機構

密度汎関数法（DFT）を用いた第一原理分子動力学によって CaF_2 の高温での基礎物性を評価した。特に高温での熱膨張率や比熱を評価し、ブレディック転移の影響について調査した。

キーワード：第一原理計算, CaF_2

1. 緒言

本シリーズ発表の（１）では CaF_2 の比熱等に関する実験結果の解析を報告した。本発表では、CaF_2 の高温熱物性を原子シミュレーションで評価し、実験結果と比較することによって、そのメカニズムを明らかにすることが目的である。特にブレディック転移と呼ばれる高温での比熱の相転移的な変化に注目した。

2. 計算方法

CaF_2 に対して、室温から融点付近まで等温等圧（NPT）の第一原理分子動力学計算を行い、比熱及び熱膨張率を評価した。この際、3×3×3 のスーパーセル（原子数 324 個）の系を用いて、シミュレーション時間 4ps の計算を行った。密度汎関数法（DFT）の計算には VASP コードを用い、交換相関エネルギーとしては PBEsol を採用した。

3. 結果及び考察

図 1 に第一原理分子動力学で得られた CaF_2 のエンタルピーを示した。この図からわかるように、1300K 付近でエンタルピーの非線形な増加が見られた。エンタルピーのフィッティングを微分して得られた比熱(図 2)を見るとやはり 1300K にピークが現れた。これがブレディック転移に対応していると考えられる。この値は実験値より 100K 程度小さいが比熱の定性的な振舞いはよく再現できている。

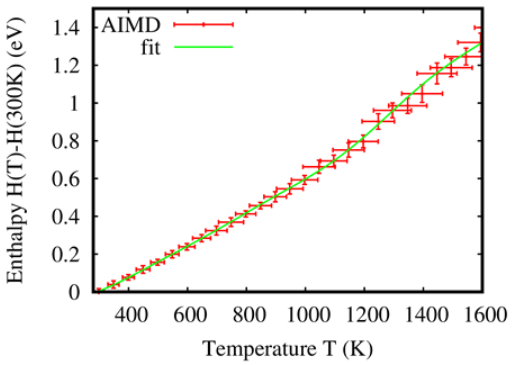


図 1:第一原理分子動力学(AIMD)によって得られた CaF_2 のエンタルピー

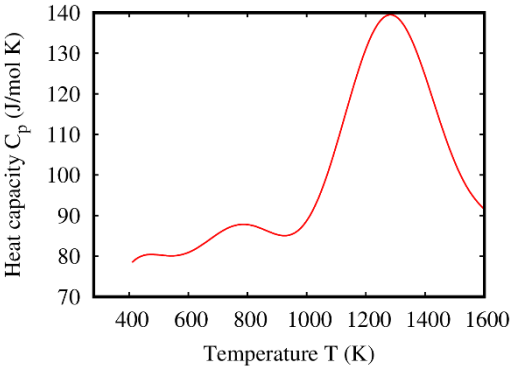


図 2: CaF_2 の比熱

ブレディック転移のメカニズムを理解するために、転移の前後での原子の運動を観察した。1000K 以上になると一部の F 原子がサイト間の移動を開始し、1300K に達するとほぼすべての F 原子がサイト間の移動を行うようになっていた。したがって、ブレディック転移はすべての F 原子が自由にサイト間移動できるようになったことによるものであると考えられる。

本発表では、熱膨張率など、他の物性値とブレディック転移の関係についても議論する。

*Hiroki Nakamura[1], Masahiko Machida[1] and Masato Kato[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ナノ粒子コーティングによる二酸化ウラン粉末付着防止効果の評価

Evaluation of the effect on the prevention of uranium dioxide powder adhesion on substrate using nanoparticle coating

*瀬川 智臣[1]，川口 浩一[1]，石井 克典[1]，鈴木 政浩[1]，
佐藤根 大士[2]，鈴木 道隆[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]兵庫県立大学

グローブボックスにおける核燃料物質の滞留並びに外部被ばく線量の低減を目的として，グローブボックス構成材へのナノ粒子コーティングによる粉末付着防止に係る技術開発を進めている．ナノ粒子コーティングを施したアクリル，ステンレス，ハイパロンゴムの各基板に対し，二酸化ウラン粒子と基板間の付着力を測定および評価した結果について報告する．

キーワード：ナノ粒子コーティング，アクリル，ステンレス，ハイパロンゴム，二酸化ウラン，付着力

1. 緒言

MOX 燃料製造工程において，グローブボックス内の構成材に核燃料物質が付着することによる滞留や外部被ばく線量の増加が課題となっている．既往の研究において，ガラス基板上へのナノ粒子コーティングがアルミナ粉末の付着防止に有効であることを明らかにした[1]．グローブボックスへの粉末付着防止を図るため，グローブックス構成材へのナノ粒子コーティングによる二酸化ウラン(UO_2)粉末の粉末付着防止効果に係る試験および評価を実施した．

2. 試験方法

アクリル，ステンレス(SUS304)，ハイパロンゴムの各材料の基板表面にシリカナノ粒子含有疎水表面改質剤を均一に塗布し，乾燥機により 70 °C で 12 h 以上乾燥させた．気流により UO_2 粉末を基板の面全体に均一に吹きつけ，静かに反転して基板に付着していない粒子を除去した．UO_2 粒子の基板への付着力を遠心分離機により測定した．装置体系を Fig. 1 に示す．基板を遠心分離機に設置し，1 分間回転させた後，基板表面をマイクロスコープで観察した．同一試料について回転速度を最大 5000 rpm まで増加させながら繰り返し観察を実施した．回転前後のマイクロスコープ画像を比較して脱離した UO_2 粒子を同定し，その粒子径を評価した．UO_2 粒子と基板の間に働く付着力 F は式(1)により表される．

$$F = mr\omega^2 = \frac{\pi}{6}X^3\rho_D r\left(\frac{2\pi N}{60}\right)^2 \quad (1)$$

ここで，m は粒子質量で粒子径 X と粒子密度ρ_Dから算出した．r は回転半径，ωは回転角速度であり，脱離時の回転速度 N から求めた．

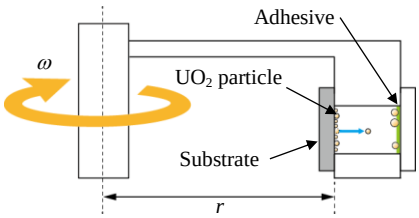
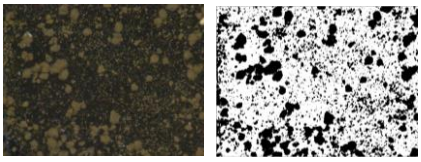
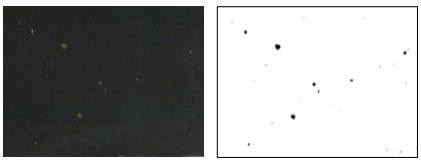


Fig. 1 遠心分離機を用いた UO_2 粒子付着力の測定方法



元画像　二値化画像

(a) 非コーティング面



元画像　二値化画像

(b) コーティング面

Fig. 2 回転前のアクリルパネル基板に付着した UO_2 粒子

3. 試験結果および考察

回転前のアクリルパネル基板に付着した UO_2 粒子を Fig. 2 に示す．非コーティング面では全面に粒子が付着しており，回転前の粒子の付着面積率は 24 %であった一方，コーティング面では 0.5%以下と大幅に低下し，コーティングを行うことにより，高い粉末付着防止効果が得られることを確認した．Fig. 3 にアクリル基板において観測された最小付着力を示す．非コーティング面では，3000 rpm 以下で粒子の脱離は観測されず，4000 rpm 以上で脱離が観測され，最小付着力は 7.9～14 nN と評価された．一方，コーティング面では，1000 rpm から脱離が観測され，最小付着力は 1.5×10^{-2}～1.3 nN と評価された．これらの結果により，アクリル基板にコーティングを施すことにより，粒子-基板間の最小付着力が約 10 分の 1 に大幅に減少することが明らかになった．

なお，いずれのアクリル基板においても本試験における最高回転速度 5000 rpm で付着粒子が観測されており，付着力の上限値は評価できなかった．今後は AFM による詳細な評価を行う必要がある．

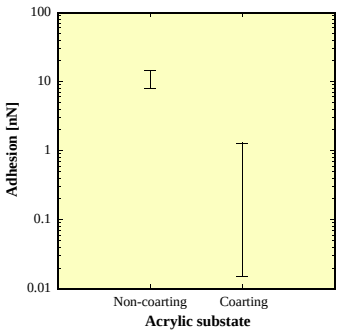


Fig. 3 アクリル基板において観測された最小付着力

4. 結論

グローブボックス構成材に対し，シリカナノ粒子含有疎水改質剤を用いたナノ粒子コーティングを施すことにより，二酸化ウラン粉末の付着防止効果が得られることが明らかになった．本手法は，グローブボックスにおける核燃料物質の滞留並びに外部被ばく線量の低減に有効と考えられる．

参考文献

[1] 鈴木 道隆　他　「ナノ粒子塗布による粉塵付着防止」, J. Soc. Powder Technol, Japan, 50, 405-409 (2013).

*Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Katsunori Ishii[1], Masahiro Suzuki[1], Hiroshi Satone[2], Michitaka Suzuki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Hyogo

乾式回収粉の粒度調整技術開発
（4）衝突板式気流粉砕機の粉砕特性評価

Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

(4) Pulverization characteristics of collision plate-type jet mill

*牧野 崇義[1]，山本 和也[1]，瀬川 智臣[1]，川口 浩一[1]，磯 秀敏[1]

[1]日本原子力研究開発機構

MOX ペレットの乾式回収粉の粒度調整技術開発を目的として、密度（比重）の異なる材料で硬度が同程度になるように製作した模擬ペレットを解砕した模擬原料粉を用いた粉砕・分級試験を実施した。衝突板式気流粉砕機の分級性能に影響を及ぼす遠心分級機のクリアランス等をパラメータとした粉砕・分級試験の結果を報告する。

キーワード：粉砕，粒度調整技術，粒度分布，遠心分級機，乾式回収粉，衝突板式気流粉砕機

1. 緒言

原子力機構では、規格外 MOX 燃料ペレットを乾式回収粉（乾回粉）として再利用することを目的とし、粒度調整技術の開発を進めている。乾回粉の粒度を約 250 μm 以下の範囲で調整するため、密度(比重)の異なる材料で硬度が同程度となるように製作した模擬ペレットを解砕して得た模擬原料粉を用いて、衝突板式気流粉砕機内の遠心分級機のガイドベーン開口面積やセンターコアおよびセパレートコア間のクリアランスをパラメータとして、粉砕試験を実施した。

2. 試験方法

衝突板式気流粉砕機（日本ニューマチック工業㈱社製 Model: LJ）の構成図を図 1 に示す。500～700 HV の硬度を有する五酸化タンタルペレット（焼結密度約 8.6 g/cm^3）、フェライトペレット（同約 5.0 g/cm^3）、ソーダガラスペレット（同約 2.5 g/cm^3）を解砕した模擬原料粉を用いて、粉砕試験のパラメータとして、ガイドベーン開口面積 100, 500, 800 mm^2、コア間のクリアランス 1, 2, 3 mm において、それぞれ粉砕試験を実施し、得られた粉砕粉について秤量、粒度分布測定および SEM 観察を行った。

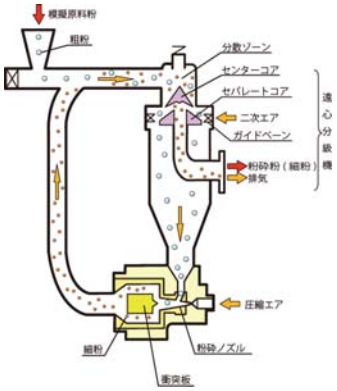


図 1 衝突板式気流粉砕機の構成図

3. 試験結果と考察

ガイドベーン開口面積と原料粉および粉砕粉の粒子の最頻度径の関係を図 2 に示す。いずれの粉砕粉においても、ガイドベーン開口面積が大きくなるにつれて、最頻度粒子径は大きくなる傾向が見られた。また、クリアランスと原料粉および粉砕粉の粒子の最頻度径の関係を図 3 に示す。いずれの粉末においても、クリアランスが小さくなるに従い、最頻度粒子径は大きくなる傾向がみられた。パラメータの変化に伴う最頻度粒子径の変動範囲は、ガイドベーン開口面積及びクリアランスのいずれにおいても、密度の高い材料ほど高い上限値を示した。

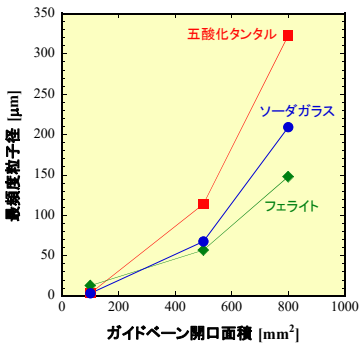


図 2 ガイドベーン開口面積と最頻度粒子径の関係

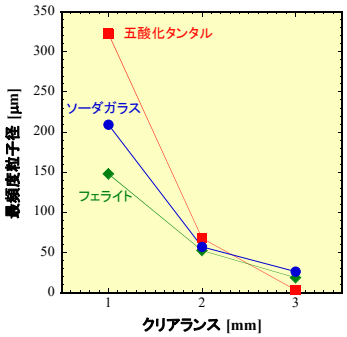


図 3 クリアランスと最頻度粒子径の関係

本試験結果により、硬度が同程度で密度（比重）の異なる材料においても、遠心分級機のパラメータを制御することにより、250 μm 以下の範囲で粒度調整が可能となることを確認した。密度が約 11.0 g/cm^3 と高い MOX の乾回粉においても約 250 μm 以下の範囲で粒度調整が可能となる見通しを得た。

* Takayoshi Makino[1], Kazuya Yamamoto[1], Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Hidetoshi Iso[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Wed. Sep 11, 2019 4:25 PM - 5:45 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 7:25 AM - 8:45 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[1E14-18] MA-Zr Hydrides

Chair:Kan Sakamoto(NFD)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1E14] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

(1)Overview

*Kenji Konashi[1], Mutsumi Hirai[2], Hiroaki Muta[3], koki Hibi[4], Kazuo Ikeda[5] (1. Tohoku Univ., 2. NFD, 3. Osaka Univ., 4. MFBR, 5. NDC)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1E15] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

(2)Dissolution behavior of Nd-Zr oxides to nitric acid

*Toru Higuchi[1], Mutsumi Hirai[1], Atsushi Ouchi[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3], Ken Kurosaki[3,4] (1. NFD, 2. Tohoku Univ., 3. Osaka Univ., 4. Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1E16] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

(3)Effects of FP elements on thermal and mechanical properties of Nd-Zr hydride

*Hiroaki Muta[1], Kyosuke Nakayama[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1,2], Mutsumi Hirai[3], Kenji Konashi[4] (1. Osaka Univ., 2. Kyoto Univ., 3. NFD, 4. Tohoku Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1E17] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

(4)Research on availability and realizability for transmutation core with MA-Zr hydride (II)

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

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1E18] Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

(5)Material balance(MB)evaluation in case of introduction of nuclear transmutation type small fast reactors

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

5:40 PM - 5:45 PM JST | 8:40 AM - 8:45 AM UTC

Time reserved for Chair

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その２）
1. 全体概要

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

1. Overview

*小無 健司[1],平井 睦[2]、牟田 浩明[3]、日比 宏基[4]、池田 一生[5]

[1]東北大学，[2]NFD，[3]阪大，[4]MFBR，[5]NDC，

長寿命放射性廃棄物の地層処分の負担を低減するために多くの核変換処理方法が検討されている。その中で本提案では既に技術が確立されつつある Na 冷却酸化物燃料高速炉を用いる。その炉心の燃料はそのままにして径方向ブランケット領域に MA（マイナーアクチノイド）-Zr 水素化物ターゲットを配置することで核変換の効率化とともに早期実用化を目指す。プロジェクトの全体概要について説明する。

キーワード： 放射性廃棄物、核変換処理、マイナーアクチノイド、水素化物

1. 緒言

MA-Zr 水素化物は、中性子の減速能力が高く、水素化物ターゲットに入射した高速中性子の多くはターゲット内で減速され、ターゲット外に出ることがなくその場で吸収される。そのため高速炉のブランケットに配置する MA-Zr の化学形態を水素化物にすると核変換効率が飛躍的に上昇し、高い廃棄物処理能力が達成される（図１）。この方法の実用化の最も大きな開発課題は、高速炉で健全に照射される MA-Z r 水素化物を開発することである。

2. 開発概要

中心課題は、MA-Z r 水素化物の作製である。MA としては、核変換による廃棄物処理の重要核種であり、高温での蒸気圧が高いため作製の難しい Am を取り上げた。Am は国内では入手が難しいため、作製方法を国内で開発した上で、ロシアの原子炉科学研究所（RIAR）で実施している。図１に本研究で使用している Am 金属（約 4g）を示す。MA-Zr 水素化物高速炉炉心に持ち込む際に重要となる高温での分離による放出特性を調べている。効率良く廃棄物処理が出来る核変換用小型炉の設計研究及び核変換用小型炉を実用化する際のサイクル適用性評価を実施している。

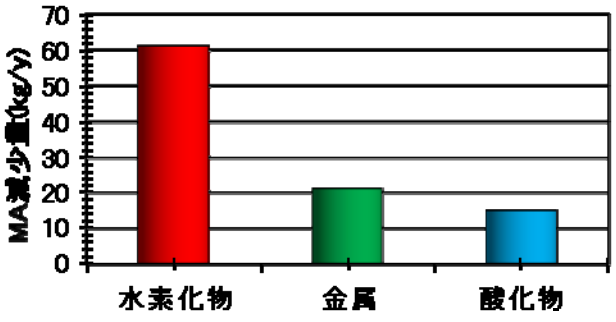


図１　MA-Zr の化学形態による核変換効率の比較



図２　水素化物作製試験に使用する Am 金属

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

参考文献

[1] 小無健司，平井睦，牟田浩明，黒崎健、日本原子力学会「2018 年秋の大会」予稿集 3E01

* Kenji Konashi[1], Mutsumi Hirai[2], Hiroaki Muta[3], Koki Hibi[4] and Kazuo Ikeda[5],

[1]Tohoku Univ., [2]NFD, [3]Osaka Univ.. [4]MFBR. [5]NDC

早期実用化を目指したMA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その２）
2. Nd-Zr酸化物の硝酸への溶解特性

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

2. Dissolution behavior of Nd-Zr oxides to nitric acid

*樋口　徹[1]、平井　睦[1]、大内敦[1]、小無健司[2]、牟田浩明[3]、黒崎　健[4]

[1]日本核燃料開発、[2]東北大、[3]阪大、[4]阪大（現、京大）

高速炉ブランケット領域における核変換後にZr水素化物ターゲット母材内に残存するMAを既存の湿式処理工程で回収するための前処理技術を開発することを目的として、Zr-Nd合金酸化物の硝酸への溶解特性を調査した。

キーワード：マイナーアクチノイド、核変換、ネオジム、ジルコニウム、溶解特性

1. 緒言

長寿命放射性廃棄物の地層処分における負担軽減のため、マイナーアクチノイド（MA）－Zr水素化物ターゲットを高速炉ブランケット領域に配置し、核変換の効率化と早期実現を目指した研究を進めている。本研究では、核変換後のZr水素化物ターゲット母材内に残存するMAを既存の湿式処理工程でマルチリサイクルすることの適用性を確認するため、Zr-Nd合金を異なる条件で酸化処理し、硝酸への溶解試験を実施した。

2. 実験方法

本研究では、アーク溶解あるいはメカニカルアロイで作成した90at%Zr-10at%Nd合金をそれぞれ850 ºCのAr+20%O_2あるいは450 ºC の水蒸気雰囲気において酸化させ、Zr-Nd合金酸化物試料として試験に供した。また、低Zr濃度領域でのNdの溶解特性を調べるため、Zr粉末とNd粉体の混合物（5at%Zr-95at%Nd）を1200℃で溶融し、850 ºC の空気中で酸化させた試料も併せて試験に供した。溶解試験では、80℃に加熱した硝酸に、秤量した酸化物試料を投入し、15、30、60、120および240分後に溶液を3ml採取し、その採取溶液をろ過後に誘導結合プラズマ質量分析計（ICP-MS）により分析した。

3. 結果

図1に示すように高温で酸化処理した試料は、Ndの含有率に関わらず、硝酸溶液に速やかにほぼ溶解することが確認された。一方、低温で酸化処理した試料における回収率は、50%程度であり、不溶解残渣中にNdが残存した。不溶解残渣のX線回折測定結果から、低温処理した試料では、高温処理の場合と比較して、母相であるZrO_2へのNdの固溶が促進されていることが示唆された。

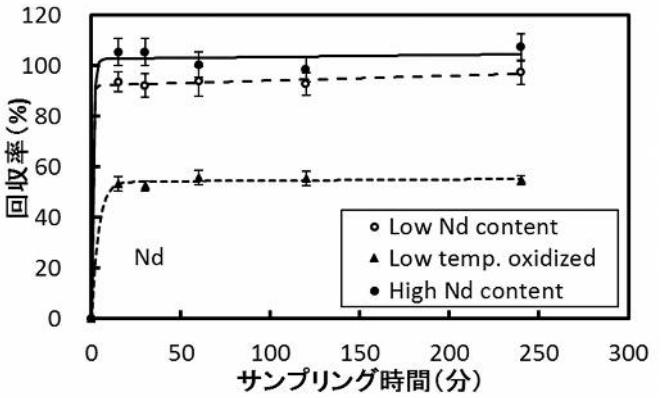


図1 溶解試験におけるNd回収率評価結果

本研究発表は、エネルギー対策特別会計委託事業「早期実用化を目指したMA-Zr水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部である。

*Toru Higuchi[1], Mutsumi Hirai[1], Atsushi Ouchi[1], Kenji Konashi[2], Hiroaki Muta[3] and Ken Kurosaki[4]

[1]NFD, [2]Tohoku Univ. [3]Osaka Univ., [4]Osaka Univ. (Present address: Kyodo Univ.)

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その 2）
3. Nd-Zr 水素化物の熱・機械物性に与える FP 元素の影響

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

3. Effects of FP elements on thermal and mechanical properties of Nd-Zr hydride

*牟田 浩明[1]，中山 恭輔[1]，大石 佑治[1]，黒崎 健[2]，平井 睦[3]，小無 健司[4]

[1]大阪大学，[2]京都大学，[3]日本核燃料開発，[4]東北大学

MA-Zr 水素化物ターゲットを模擬した Nd-Zr 水素化物に、模擬固溶 FP 元素として Ce を、模擬析出 FP 元素として Ag を加え、その組織を観察するとともに FP 元素添加の物性への影響を評価した。

キーワード：MA-Zr 水素化物，FP，微細組織

1. 緒言

MA-Zr 水素化物の模擬材である Nd-Zr 水素化物は、Nd リッチ水素化物と Zr 水素化物の二相から形成される。この熱機械物性に対する FP の影響を評価するため、Nd 水素化物相に固溶および近傍に析出する FP 元素をそれぞれ選定するとともに、試料を合成し各物性を測定した。

2. 実験方法

アーク溶解にて作製したインゴットを切断・研磨後、高真空ジーベルツ装置にて水素化した。模擬 FP 元素として Ce, Mo, Si, Ag 等を加えた。導入水素量は Zr 相が H/Zr = 1.6、Nd(+Ce)相が H/Nd(+Ce) = 2.0 となるように調節した。作製した試料について結晶構造、組織、元素分布を確認するとともに、熱伝導率、ビッカース硬度等を測定した。

3. 結果

模擬 FP 元素のうち、Ce は Nd 水素化物相にのみ均一に固溶した。一方で Mo 相はマトリクスである Zr 水素化物相中に分散してしまい、予想した析出相が得られなかった。図 1 に示す通り、Ag は Ag_2Nd 化合物として Nd 水素化物相に隣接するように析出しており、このため水素化物ターゲット材における模擬析出 FP 元素に選定した。これら模擬 FP の物性への影響について、図 2 の通り熱伝導率は Ce, Ag いずれの添加でも減少する一方で、硬度には影響が見られなかった。また Ag 添加試料においては Nd の一部が Ag_2Nd を形成したため、水素が過剰となり、一部 ε 相 Zr 水素化物が検出された。これが熱伝導率の比較的大きな減少をもたらしたと考えられる。水素化物ターゲット材における FP 影響においては、析出物自体の効果に加えて、水素の移行によるマトリクスの変化を考慮する必要があるといえる。

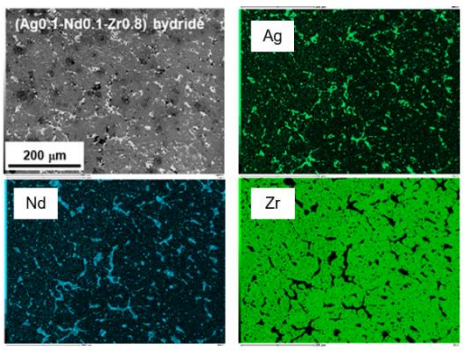


図 1 Nd-Zr-Ag 水素化物の元素分布

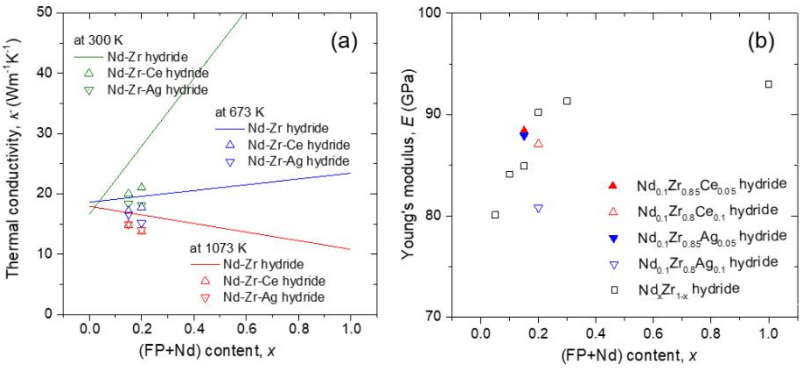


図 2 模擬 FP 添加試料の(a)熱伝導率と(b)ビッカース硬度

謝辞　本研究発表は、エネルギー対策特別会計委託事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部である。

* Hiroaki Muta[1], Kyosuke Nakayama[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[2], Mutsumi Hirai[3], Kenji Konashi[4]

[1]Osaka Univ., [2]Kyoto Univ., [3]NFD, [4]Tohoku Univ.

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その２）
4. 設計研究による成立性と有効性に関する研究（Ⅱ）

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes (2)

4. Research on availability and realizability for transmutation core with MA-Zr hydride（Ⅱ）

*日比 宏基[1]，池田 一生[2]，伊藤 邦博[2]，小無健司[3]

[1]MFBR，[2]NDC，[3]東北大学

MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理の早期実用化に向け、処分場施設容積の決定因子となるアメリシウム（Am）を核変換対象とした場合について検討し、円柱型の 3 領域炉心の採用と中性子遮蔽体領域でのターゲット冷却等の工夫によって、既存高速炉技術の範囲内で、Am 核変換性能を大きく向上させることができた。

キーワード：MA、核変換、アメリシウム、ジルコニウム水素化物燃料

1. 緒言

既存高速炉設計技術の許容範囲内にて、Am-Zr 水素化物ターゲットの Am 核変換ポテンシャルを最大限に引き出すことができる最適化炉心を設定する。

2. 早期実用化を可能とする炉心概念の最適化

2-1. 外側炉心からの中性子漏えい向上方策

Am-Zr 水素化物ターゲットでは Am 含有率増加により Am ミクロ中性子捕獲断面積が小さくなることから、外側炉心からターゲットへの中性子漏えいを可能な限り高めることが必要であるため、図 1 に示すように、(a)内側／中間／外側炉心の層数を 5／2／1 層とした 3 領域炉心とし、(b)コーナー部のターゲット全 18 体を炉中心側に移動させて外形が円柱型になる炉心とした。

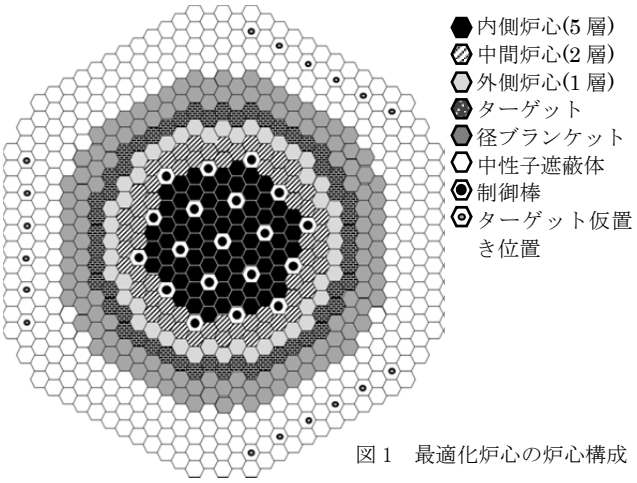


図 1　最適化炉心の炉心構成

2-2.照射済みターゲットの搬出時崩壊熱の低減方策

Am 消滅量の増加は崩壊熱制限値(40kW/集合体以下)への抵触をもたらすため、1)崩壊熱の約 95%が Cm-242(半減期：約 163 日)で、2)中性子はじき出し損傷和(DPA)が約 7dpa で照射変形がほとんど生じていないことに着目し、中性子遮蔽体領域で中性子計装の外乱とならない箇所に 1 サイクル(約 150 日)仮置きして、原子炉容器から搬出するターゲット交換方法を採用した。

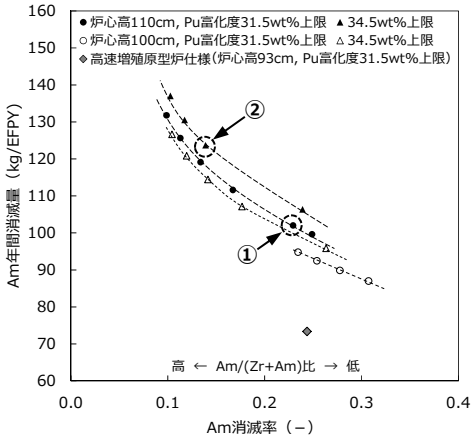


図 2　最適化炉心における Am 核変換特性

3. 結論

評価の結果、Am 消滅率約 25%(Am 割合 10at%)では年間 Am 変換量は約 100kg/EFPY(図 2 中の①点)、消滅率約 14%(Am 割合 20at%)では変換量約 125kg/EFPY(同②点)を達成できる炉心概念を構築することができた。

謝辞　本研究発表は、エネルギー対策特別会計委託事業「早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発」の成果の一部を含む。

参考文献

[1] 日比宏基、池田一生、伊藤邦博、小無健司、日本原子力学会 2018 年秋の年会、2E05

---

*Koki Hibi[1], Kazuo Ikeda[2], Kunihiro Itoh[2], and Kenji Konashi[3]

[1]Mitsubishi FBR Systems, [2]Nuclear Development, [3]Tohoku Univ.

早期実用化を目指した MA-Zr 水素化物を用いた核変換処理に関する研究開発（その2）
5. 核変換型小型高速炉を導入した場合のマテリアルバランス（MB）評価

Development of MA-Zr hydride for early realization of transmutation of nuclear wastes(2)
5. Material balance (MB) evaluation in case of introduction of nuclear transmutation type small reactors

*向井 悟[1]，池田 一生[1]，伊藤 邦博[1]，日比 宏基[2]，小無 健司[3]
[1]NDC，[2]MFBR，[3]東北大学

軽水炉のみ運転した場合と、軽水炉に加えて Am 変換効率の高い核変換処理を行う小型高速炉を導入した場合について、核燃料サイクル全体のマテリアルバランス(MB)の計算を実施し、核燃料サイクル全体での Am 量を比較することで、Am の低減効果を試算した。

キーワード： MA-Zr 水素化物、核変換、小型高速炉、Am、マテリアルバランス

1. 緒言 前報[1]では、軽水炉のみを順次再稼働した場合の核燃料サイクル全体のマテリアルバランス(MB)の評価を実施し、高レベル廃棄物中に蓄積する MA 量を評価した。今回、小型高速炉を導入した場合の MB 評価を実施することで、放射性廃棄物の低減効果を試算した。

2. 評価条件 2015 年から軽水炉を順次再稼働し、2030 年に総発電量が 24GWe に到達、その後同規模の発電量を維持するとして、2150 年まで計算を行った（軽水炉単独シナリオ（ケース 0））。なお、小型高速炉に必要な Pu 確保のため、Pu サーマル運転は 2050 年で取りやめることとした。次に、0.28GWe 相当の小型高速炉（Am 転換率：約 25%、Am 年間消滅量：約 90kg/EFPY）を 2040 年から 3 年毎に増設し、合計 7 基導入した後、最初の 3 基については 2080 年～2100 年にかけて廃止し、その後は 4 基運転継続する計算を行った（小型高速炉導入シナリオ（ケース 1））。

3. 評価結果 軽水炉運転のみでは、2150 年時点で、燃料サイクル全体で約 140 トンの Am が蓄積する（図 1 参照）。このうち、再処理施設で蓄積した Am を小型高速炉で核変換処理することで、再処理施設の Am 貯蔵量が約 65%低下し、最終処分の負担が軽減する（図 2 参照）。Pu-f 貯蔵量が小型高速炉の導入で大幅に低減する（図 3 参照）。

4. 結論 小型高速炉を導入することで再処理施設に蓄積する Am 量を低減できる見通しを得た。今後、より効率的に Am を低減でき、Pu-f を現状よりも増やさない小型高速炉の導入条件を検討する。

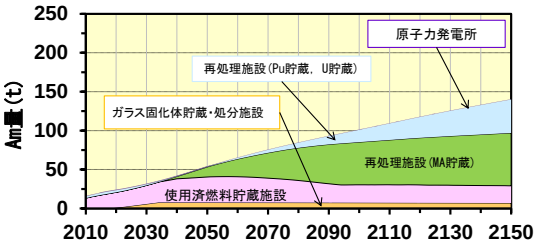


図 1 軽水炉運転のみの場合の Am 量の推移（ケース 0）

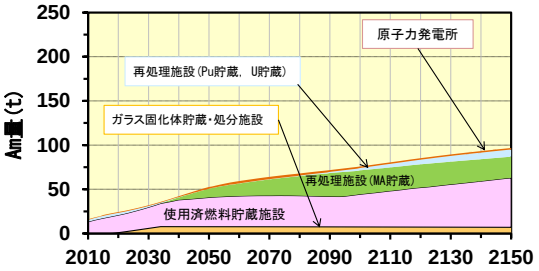


図 2 小型高速炉を導入した場合の Am 量の推移（ケース 1）

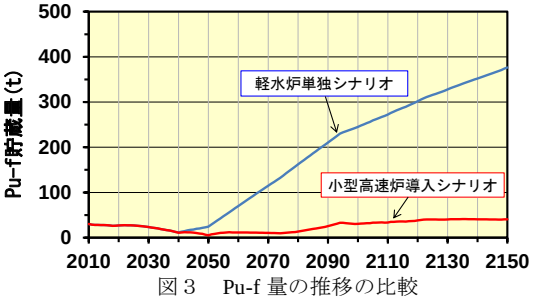


図 3 Pu-f 量の推移の比較（ケース 0 とケース 1）

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

参考文献

[1] 伊藤ら、日本原子力学会「2018 年秋の大会」予稿集 3E07

* Satoru Mukai[1], Kazuo Ikeda[1], Kunihiro Itoh[1], Koki Hibi[2] and Kenji Konashi[3]
[1]Nuclear Development Corporation, [2]Mitsubishi FBR Systems, [3]Tohoku Univ.

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

Wed. Sep 11, 2019 10:15 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:15 AM - 2:55 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[1F01-06] Thermal Hydraulics Experiment/Analysis 1

Chair:Yoichi Utanohara(INSS)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1F01] Mechanisms of void fraction development in subcooled flow boiling

*Tomio Okawa[1], Hiroki Ohori[1], Hongji Li[1], Yuya Endo[1] (1. UEC)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1F02] Optimization of model parameters of a subchannel analysis code based on a data assimilation method

*Atsushi Ui[1], Yoshiro Kudo[1], Masahiro Furuya[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI))

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1F03] Evaluation of structural effect of BWR spacers on droplet flow dynamics

*Riichiro OKAWA[1], Masahiro FURUYA[1], Takahiro ARAI[1], Tsugumasa IIYAMA[1] (1. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1F04] Experimental observation and numerical simulaion of drop impact onto a liquid film

*Katsuyuki Kawai[1], Susumu Yamashita[2], Tomio Okawa[1], Hiroyuki Yoshida[2] (1. UEC, 2. JAEA)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1F05] Detailed thermal-hydraulics simulation around a beam-window on ADS

(1)Large-scale unsteady flow simulation by JUPITER

*Susumu Yamashita[1], Hiroyuki Yoshida[1], Takanori Sugawara[1] (1. JAEA)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1F06] Observation of Concentration Diffusion Behavior of Sodium Pentaborate by Near-infrared Spectroscopic Technique

*Tsugumasa Iiyama[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1] (1. CRIEPI)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

強制対流サブクール沸騰中のボイド率発展メカニズム

Mechanisms of Void Fraction Development in Subcooled Flow Boiling

*大川 富雄　大堀 浩輝　李 洪吉　遠藤 祐哉
電気通信大学

強制対流サブクール沸騰のボイド率発展機構を可視化実験により調べた。正味の蒸気生成（OSV）を生じる上で、気泡合体による凝縮の緩和が重要な役割を果たしていることを示した。

キーワード：強制対流サブクール沸騰、正味の蒸気生成（OSV）、気泡合体、凝縮緩和

1. 緒言

強制対流サブクール沸騰では、核沸騰開始点の直下流におけるボイド率は無視できる程度で、液サブクール度ΔT_{sub}が十分に低下すると、ボイド率の急速な増加を開始する。この現象を OSV と言う。OSV を生じるメカニズムとして、例えば Saha 等は、$Pe = GDc_{pl}/k_l < 70000$ の低 Peclet 数域ではサブクール度の十分な低下、$Pe > 70000$ の高 Peclet 数域では発泡核からの気泡離脱としているが、実験的検証は為されていない[1]。このため、原子炉安全解析における OSV 点の評価は、未だに経験的相関式を用いて行われている状況である。

2. 実験結果

Kaiho 等と同様の装置[2]を用いて、強制対流サブクール沸騰のガンマ線密度計によるボイド率計測と高速度カメラによる可視化を行い、OSV の上流では核沸騰が生じているにもかかわらずボイド率が増加しない原因と、OSV の下流でボイド率が増加する原因を実験的に調べた。実験は、質量流束 G と矩形流路の高さ H をパラメーターとして、Pe = 21800, 43600, 73400 の 3 条件で行った。作動流体は大気圧の水である。

図 1 より、いずれの Pe 条件でも、高サブクール度域のボイド率は小さく、サブクール度が十分に低下するとボイド率の増加を開始することがわかる。また、Pe の増加とともに、OSV を生じるときのサブクール度は低下している。図 2 に、Pe = 73400 で、OSV 前（ΔT_{sub} = 12K）、OSV 近傍（ΔT_{sub} = 7K）、OSV 後（ΔT_{sub} = 5K）における気泡挙動の観察結果を示す。OSV 前はほぼ小気泡のみだが、OSV 後はΔT_{sub} の低下とともに多数の大気泡が形成されており、これが OSV 以降でボイド率の実質的な増加を生じる原因と考えられる。

3. 考察

すべての実験条件で、OSV 前は、発泡核で生成された気泡は、速やかに発泡核及び伝熱面を離脱してバルク液中に移動し、凝縮によって消滅した。すなわち、OSV の上流でボイド率が増加しない原因は、気泡の生存時間がきわめて短いためといえる。また、Pe = 73400 の高 Peclet 数条件でも、OSV 前から気泡の伝熱面離脱が観察されたことから、本実験条件における OSV 発生メカニズムは Saha 等と完全には合致しない。次に OSV 後は、発泡核における成長中の気泡が、近くの発泡核で生成された気泡と合体することで、短時間での消滅を免れる場合があった。この後、合体泡の一部は、伝熱面近くを上昇するとともに、他気泡との合体を繰り返し、図 2(b), (c)に見られる大気泡に成長した。すなわち、発泡核における成長中に生じる気泡合体と、これに引き続く凝縮の緩和が、本実験条件で OSV 生じる直接的な原因と考えられる。

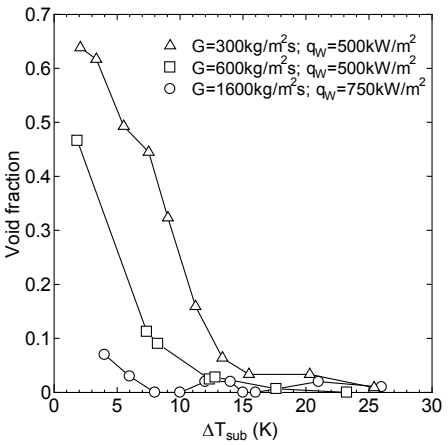
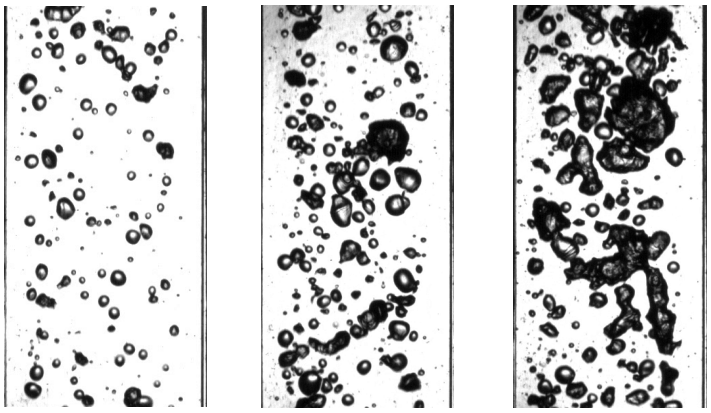


図 1 ボイド率計測結果



(a) ΔT_{sub} = 12K　(b) ΔT_{sub} = 7K　(c) ΔT_{sub} = 5K

図 2 気泡挙動の観察結果（Pe = 73400）

謝辞：本報告は原子力規制庁からの委託「低圧時サブクール沸騰挙動解明試験」にて実施した成果です。

参考文献：[1] P. Saha, et al., 1974. *5th Int. Heat Transf. Conf.*, 175. [2] K. Kaiho, et al., 2017. *Int. J. Heat Mass Transf.* 108, 2365.

*Tomio Okawa, Koki Ohori, Hongji Li, Yuya Endo
The University of Electro-Communications

データ同化手法に基づくサブチャンネル解析コードのモデルパラメータの適正化

Optimization of model parameters of a subchannel analysis code based on a data assimilation method

*宇井　淳[1]，工藤　義朗[1,2]，古谷　正裕[1]
[1]電力中央研究所

サブチャンネル解析コード COBRA-TF (CTF)のボイド率分布に影響を及ぼすモデルパラメータを変数として NUPEC 管群ボイド試験を対象に大域的な感度解析を行い，メタモデルを作成した。さらに，ベイズ推定による非線形データ同化手法をメタモデルに適用してボイド率偏差等の応答変量が目標分布に近づくようなパラメータの事後分布を求めた。同定したパラメータセットを CTF に用いた結果，実測結果の再現性が向上した。

キーワード：データ同化，サブチャンネル解析，CTF，ボイド率

1. 緒言

ボイド率分布に関連の深いパラメータによるメタモデルの作成及びデータ同化の実施を通じて，サブチャンネル解析コードの評価性能の分析及び信頼性向上に向けた技術基盤を構築する。

2. 解析方法及び結果

ボイド率分布に影響を及ぼす 7 種類のモデルパラメータを選定し，Latin Hypercube Sampling 法により 100 点のサンプル点に対する感度解析を行い，回帰モデルを構築した。7 種のパラメータで構成されるベクトルを空間座標位置と捉え，位置毎の観測データの自己相関性に基づき任意の位置の予測値を得る Kriging 法を応答曲面モデルとともに用いてメタモデルを作成した。このメタモデルから 7 種のパラメータの事前分布に対する応答変量（集合体平均ボイド率偏差等）を推定し，応答変量が目標分布に近づくようなパラメータの事後分布を求めた（図 1）。ここで，パラメータセットのサンプリングにはメトロポリスーヘイスティング法を用いた。データ同化は，Heo らの非線形ベイズ推定に基づく方法[1]を参考とした。このデータ同化により同定したパラメータセットを CTF の計算に用いて，集合体平均ボイド率偏差がベースケースの 0.072 から 0.025 に改善した（図 2）。

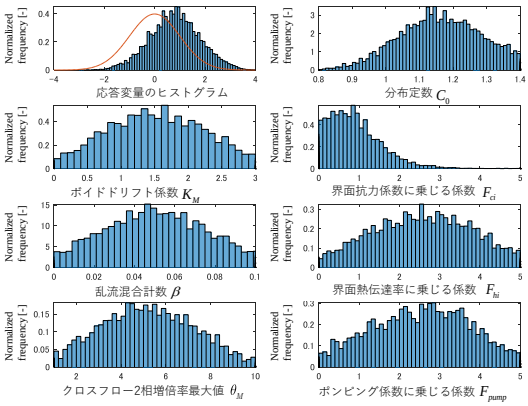


図1　各モデルパラメータの事後分布の結果

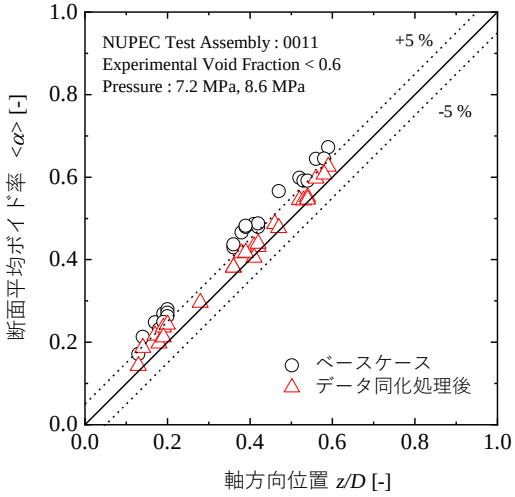


図2　データ同化によるモデルパラメータ変更後のボイド率及びベースケースのボイド率と試験結果の比較（集合体平均ボイド率）

3. 結言

Kriging 手法を活用して，モデルパラメータのメタモデルを作成し，シミュレーション駆動型のデータ同化法を適用し，集合体平均ボイド率偏差量などを良好に評価し得るパラメータセットを同定した。そのパラメータセットを用いて CTF 解析を実施し，集合体平均ボイド率などの予測値が実験値に一致する方向に改善することを確認した。今後本手法を発展させ，解析コードの性能向上の自動化など，広範な活用を目指す。

参考文献　J. Heo, et al., *Nucl. Eng. Technol*. **46**, 619-632, 2014.

謝辞　本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備ための技術開発事業」として実施した。データ同化手法の整備においては，尾崎哲浩氏（原子燃料工業㈱）の支援を頂いた。ここに謝意を表します。

*Atsushi Ui[1], Yoshiro Kudo[1,2] and Masahiro Furuya[1]
[1]CRIEPI, [2]The co-author conducted this study in CRIEPI, and currently belongs to TEPCO HD

BWR スペーサの構造が液滴流動に及ぼす影響評価

Evaluation of structural effect of BWR spacers on droplet flow dynamics

*大川 理一郎[1]，古谷 正裕[1]，新井 崇洋[1]，飯山 継正[1]

[1]電力中央研究所

BWR 燃料集合体のサブチャンネルを模擬した試験流路を用い、スペーサの構造が流路内を通過する液滴に及ぼす流動効果を明らかにするため、各種スペーサを対象に下流域の液滴挙動を可視化計測した。

キーワード：スペーサ、液滴流、沸騰遷移、BWR 燃料集合体、シャドウイメージング

1. 緒言　BWR 燃料集合体の支持部材であるスペーサは、その構造により冷却材の流動に影響を及ぼし、気相流の乱れがスペーサを通過した液滴の燃料表面への付着を促し、除熱性能を高める効果があると考えられている。本研究は、多様な構造のスペーサを対象に、その下流域における液滴の流動に着目して可視化計測を行い、各種スペーサの有する効果の違いを明らかにすると共に、その構造に応じた高い分解能の実験データベースを蓄積することを目的とする。

2. 実験　実験装置は既報[1]の通り、4 本の燃料棒に囲まれたセンターサブチャンネルと、2 本の燃料棒及びチャンネル壁に囲まれたサイドサブチャンネルを、実機に即した断面寸法で模擬した鉛直上向き流路である。実験条件は大気圧(0.1MPa)・常温(20℃)とし、空気－水の作動流体を用いる。液滴がテスト部上流に設置したノズルから鉛直上方に射出され、同じく底部から供給される気相流に随伴して流れ、テスト部の中央部に配置される模擬スペーサを通過する。シャドウイメージングによる粒子追跡法を用いてスペーサ下流域（スペーサ上端 5mm の位置）の液滴を可視化し、流動径及び速度ベクトルを計測する。気相流の流路断面平均流速は実験パラメータとして 4m/s、7m/s、10m/s の 3 条件とする。スペーサは丸セル型及びグリッド型を基本型として、前者はフロータブの有無、後者は旋回羽の有無も考慮して模擬し、各種構造の違いによる傾向を確認する。

3. 結果及び考察　基本型の模擬スペーサに対し、参考として模擬スペーサを設置しないケースも含め、液滴通過後の下流域における流動径と鉛直方向流速の関係を Fig. 1 に示す。液滴の流動径は概ね 10～400 μm の分布で観測されており、実機において想定される液滴流の径分布を網羅していると考えられる。スペーサを設置しない場合、流動径と鉛直方向流速の間には概ね直線的関係が見られ、気相流平均流速の大きさに従いその勾配が大きくなっている。一方、丸セル型では、流動径が小さくなるほど急激に高速化する傾向が現れ、グリッド型では、流動径の小さい領域で流速のばらつきが低速側に大きく広がる傾向が現れており、個々のスペーサに特有の液滴流動が観測された。

4. 結論　BWR 燃料集合体のサブチャンネルを模擬した試験流路を用いてスペーサ下流域の液滴挙動を可視化計測し、液滴の流動径と速度場との関係に各種スペーサ特有の傾向が確認された。今後は計測データを分析し、その傾向が燃料表面への液滴付着効果に及ぼす影響を明確化する。

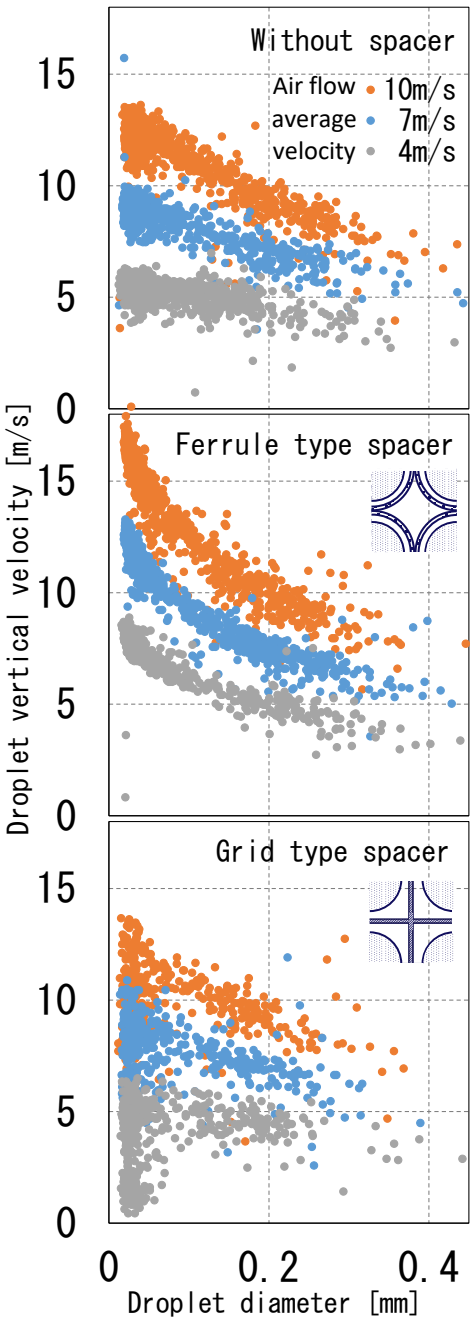


Fig.1　Relation between vertical velocity and diameter of droplet (center subchannel)

謝辞　本研究は、原子力規制庁委託事業「平成３０年度原子力施設等防災対策等委託費（スペーサ影響評価試験）」として実施したものである。

参考文献　[1] 大川他、日本原子力学会 2019 年春の年会、1I10.

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Tsugumasa Iiyama[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

液滴・液膜衝突現象の実験観察と数値解析

Experimental observation and numerical simulation of drop impact onto a liquid film

*川合　克幸[1], 山下　晋[2], 大川　富雄[1], 吉田　啓之[2]

[1]電通大, [2]JAEA

液滴・液膜衝突現象に関する検証データを収集するとともに、JUPITER コードを用いた数値解析を行い、解析性能の評価を行った。

キーワード：液滴・液膜衝突、実験観察、数値解析

1. 緒言

液滴が液膜に衝突することにより飛散する液滴を二次液滴と呼ぶ。この二次液滴が重要であると考えられる分野としては、スプレー冷却などが有名であるが、軽水炉シビアアクシデント時の溶融燃料の炉容器漏洩や高速炉におけるナトリウム漏洩などでも重要であると考えられる。二次液滴は、Cossali らによって 2 種類存在することが報告されている。[1]本研究では、まず実験により液体側の条件の変化による二次液滴の生成条件を求め相関式を作成した。さらに、実験で行うことが難しい条件の変化による生成条件への影響を数値解析を用いて考察することを目的とし、その準備段階として、実験と数値解析による結果の比較を行った。

2. Crown Splash と Collapse Splash

既存の研究では、2 種類の二次液滴を発生のタイミングにより Prompt Splash と Late Splash と分類している。しかし、このタイミングには明確な定義が存在しておらず、各研究者の主観により分類しているため、研究者によって分類が異なってしまう恐れがある。そこで本研究では、二次液滴の発生の仕方に着目し、Crown Splash と Collapse Splash と分類を行った。二次液滴の径、飛散速度の時間経過を見るとこの 2 種類の間には不連続となる部分が存在するため、別種であると考えて良いといえる。

3. 実験および解析方法

本研究では、衝突現象をハイスピードカメラにより撮影しこの動画から 2 種類の二次液滴生成の有無を判定した。また、数値解析には JAEA の開発した JUPITER を用いた。

4. 実験結果

Fig. 1 に代表として蒸留水の実験による結果を示す。Crown Splash の臨界 Weber 数は、液膜厚さに依存せず一定値となり、Collapse Splash の臨界 Weber 数は、液膜厚さが大きくなると共に大きくなることが分かった。さらに、Collapse Splash は、液膜が十分に薄い無次元液膜厚さが 0.5 以下の場合にのみ発生することがわかった。他の流体でも同様の傾向を示した。ここで、各液体における Crown Splash の臨界 Weber 数より、相関式を作成すると、次式のようになった。

$$We_{Cro} = 8.66 \times 10^3 Oh^{0.608} \quad (1)$$

また、同様にして Collapse Splash の臨界 Weber 数の相関式を作成すると次式のようになった。

$$We_{Col} = \begin{cases} 1.64 \times 10^5 Oh^{0.967} h^{*0.470} \ (Oh \le 0.00572)(h^* \le 0.5) \\ 1.12 \times 10^3 h^{*0.470} \ (Oh \ge 0.00572)(h^* \le 0.5) \end{cases} \quad (2)$$

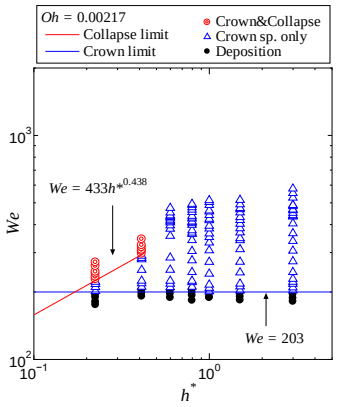


Fig. 1 Pure water

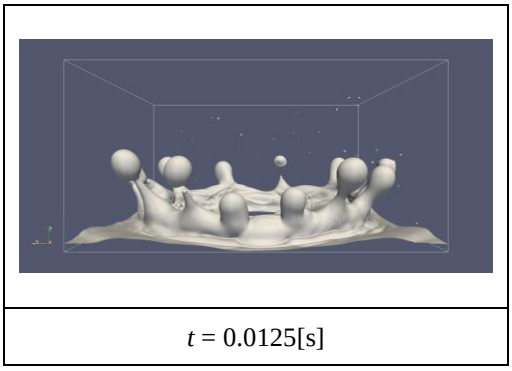
5. 解析結果

Fig. 2 に代表として蒸留水における、実験による結果が Crown Splash と Collapse Splash の両方が発生する条件での数値解析結果を示す。解析領域を狭めるために、一次液滴は自由落下ではなく、初速を与えて落下させている。

t = 0.0125[s]において、Crown Splash と Collapse Splash の両方の発生が確認できる。

よって、定性的には実験結果と数値解析結果は一致することが確認できた。

以上の数値解析結果から、JUPITER では、液滴・液膜衝突現象のような自由表面が激しく流動するような現象についても、十分に解析性能があると考えられる。



t = 0.0125[s]

Fig. 2 Numerical simulation result

参考文献

[1] G. E. Cossali, A. Coghe, M. Marengo, The impact of a single drop on a wetted solid surface, Exp Fluids, Vol. 22, 463-472 (1997).

*Katsuyuki Kawai[1], Susumu Yamashita[2], Tomio Okawa[1], Hiroyuki Yoshida[2]

[1]UEC., [2]JAEA.

ADS ビーム窓周りの詳細熱流動解析
（1）JUPITER による大規模非定常流解析

Detailed thermal-hydraulics simulation around a beam-window on ADS

(1) Large-scale unsteady flow simulation by JUPITER

*山下 晋[1]，吉田 啓之[1]，菅原 隆徳[1]

[1]日本原子力研究開発機構

ADS ビーム窓周りの熱流動挙動に多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER を適用した。定常流を仮定した既往解析結果では見られない、強い乱れを有する流れ場が確認され、非定常詳細解析の重要性を示した。

キーワード：計算流体力学，ADS，ビーム窓，熱流動，大規模計算

1. 緒言　原子力機構では、ADS ビーム窓の最適設計のため、JUPITER [1]を用いた詳細熱流動解析を実施している。本報では、JUPITER によるビーム窓周りの LBE (Lead Bismuth Eutectic) 流れの非定常解析を行うことにより、熱流動場の乱れの傾向を調べた結果を報告する。

2. ビーム窓周り詳細熱流動解析

図 1 の計算体系中の青実線で囲まれた領域（縦、横、高さ 620 mm, 685 mm, 1100 mm）を計約 9 億点で分割した。境界条件は、下部及び上部境界を流入、流出条件とし、それ以外は、速度は滑り無し条件、温度は断熱条件とした。流入速度は、ノズル内側で 1.96 m/s、外側で 0.16 m/s、ビーム窓近傍の LBE の発熱分布は、粒子・重イオン輸送モンテカルロ計算コード PHITS[2]により得られた分布を与える。図 2 に t = 10 秒の温度分布の縦断面（左）及び異なる 4 カ所の水平断面（右 4 図）を示す。図 2 左より、ノズルの流出口近傍で生じる LBE の乱れは、下流方向の流れと共に発達し、ビーム窓近傍で非対称の複雑な温度分布を形成している。ビーム窓先端部に衝突後、流れは下流と上流へ分岐することが分かる。既往研究[3]で実施された定常解析では、ビーム窓の斜め上流方向に左右対称形の熱だまりの生成が確認されているが、本解析では、乱れの非定常性によりそのような熱だまりは確認できない。また、周方向にも温度分布があることから、流れが強い 3 次元性有することが確認できる。これらより、ビーム窓周りに対する熱流動挙動の評価においては、非定常性及び 3 次元性の考慮が重要であることが分かった。

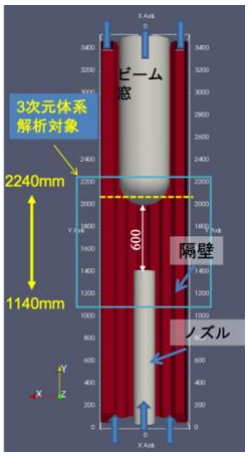


図 1　計算体系

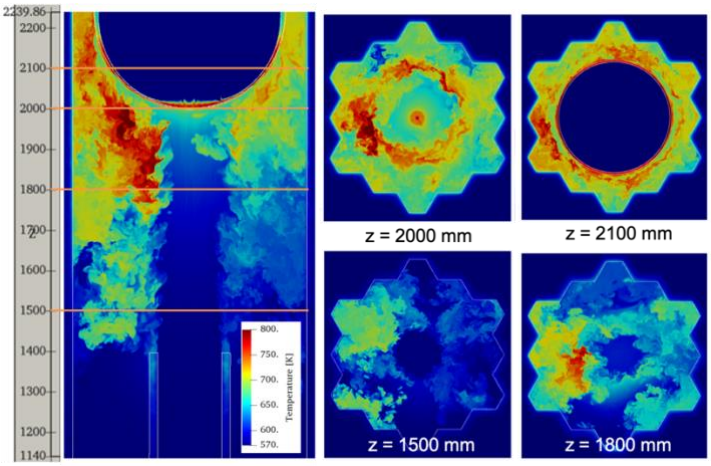


図 2　解析結果。縦断面、横断面の温度分布

謝辞　本研究の成果は、日本原子力研究開発機構の大型計算機 ICE-X を用いた成果である。

参考文献　[1] S. Yamashita, et al., Nucl. Eng. and Design, vol. 322, pp. 301-312 (2017).

[2] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 55, pp. 684-690 (2018).

[3] T. Sugawara, et al., J. Nucl. Sci. Tech., vol. 47, pp. 953-962 (2010)

---

*Susumu Yamashita[1], Hiroyuki Yoshida[1] and Takanori Sugawara[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

近赤外分光法による五ほう酸ナトリウムの濃度拡散挙動の観察

Observation of Concentration Diffusion Behavior of Sodium Pentaborate by Near-infrared Spectroscopic Technique

*飯山 継正[1]，古谷 正裕[1]，新井 崇洋[1]
[1]電中研

中性子吸収材であるほう酸水の拡散挙動を把握するため、Y 字型マイクロチャンネル（幅 500 μm、深さ 110 μm）を用いて、五ほう酸ナトリウム水溶液と水を層流混合させた。水に対する五ほう酸ナトリウムの濃度拡散の様子を、近赤外カメラで撮影し、吸光度から拡散係数を算出した。

キーワード：マイクロチャンネル，拡散係数，近赤外分光，五ほう酸ナトリウム

1. 緒言

中性子吸収材として原子炉内に注入するほう酸水は対流により拡散するが、流動によらない濃度拡散の程度を把握することが重要である。そこで本研究では、マイクロチャンネル内で層流場を形成し、吸光度から拡散係数を温度と濃度の関数として評価したので報告する。

2. 実験装置及び方法

図 1 に、光源、近赤外カメラ、マイクロチャンネルからなる実験装置の概略を示す。XY 二軸電動ステージ上に Y 字型マイクロチャンネル(幅 500 μm, 深さ 110 μm)を設置し、ステージ下部に光源のハロゲンランプを設置し、マイクロチャンネルを下方から見上げるように照射した。マイクロチャンネル上部に近赤外光カメラを固定し 1900 nm のバンドパスフィルターを装着した。

マイクロチャンネル Y 字部において、水と五ほう酸ナトリウム水溶液を約 2 μL/min で混合させ、電動ステージを用いて、Y 字部から下流 12 mm の範囲までを撮影した。

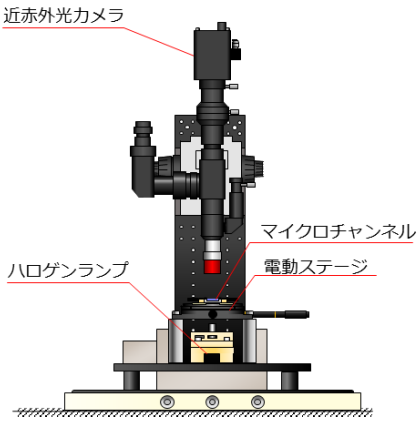


図 1 実験装置概略

3. 結果

撮影した画像の輝度を濃度変換した分布を図 2 に示す。上流から下流にいくにつれて、拡散が進んでいく様子が確認できる。図 2 の Y 方向の濃度変化の傾きから、拡散係数を算出すると、13wt%（0.32 mol/L）の五ほう酸ナトリウムの拡散係数は 2.81×10^{-10} m^2/s と推定される。

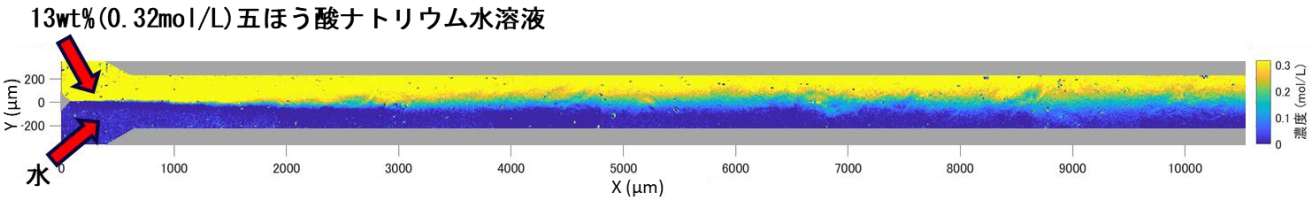


図 2 五ほう酸ナトリウムの濃度分布

4. 結論

Y 字型マイクロチャンネル内で五ほう酸ナトリウム水溶液と水を層流混合し、近赤外吸光度から拡散の様子を観察し、拡散係数を定量化した。

参考文献

[1] 滝口 広樹, 古谷 正裕, 新井 崇洋, ヒドラジン水和物の濃度拡散挙動の観察, 混相流, 2019, 33 巻, 1 号, p. 71-76

*Tsugumasa Iiyama[1], Masahiro Furuya[1] and Takahiro Arai[1]
[1]CRIEPI

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

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[1F07-09] Thermal Hydraulics Experiment/Analysis 2

Chair:Atsushi Ui(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1F07] Effect of high dielectric solution on microwave heating characteristics

*Shohei Kobayashi[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Akihiro Futsuta[1], Kouta Fujiwara[1], Tomoomi Segawa[2], Koichi Kawaguchi[2], katsunori ishii[2], Takeji Kaito[2] (1. Univ. of Tsukuba , 2. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1F08] Study on improvement of PWR thermal efficiency by using Economizers in Steam Generators

*Amane Kato[1], Shinichi Morooka[1] (1. WASEDA Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1F09] Reverse flow to the branch line of a mixing tee pipe and influence of temperature difference

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

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

マイクロ波加熱特性における高誘電率溶液の影響

Effect of high dielectric solution on microwave heating characteristics

*小林昌平[1]，阿部豊[1]，金子暁子[1]，弗田昭博[1]，藤原広太[1]
瀬川智臣[2]，川口浩一[2]，石井克典[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

スペーサの誘電特性が溶液の加熱プロセスに及ぼす影響を調べることを目的とし，低誘電性のテフロンや，空気とほぼ同等の非常に低い誘電性を有するエアロゲルをスペーサとして試料容器の直下に配置し，試料及びスペーサの幾何学的配置並びにスペーサの誘電特性が試料の加熱特性に及ぼす影響を評価した．

キーワード：核燃料サイクル，マイクロ波加熱，誘電率，沸騰，突沸

1. 緒言

核燃料サイクルの再処理工程において，マイクロ波加熱脱硝法が利用されている．マイクロ波加熱は沸騰現象を伴うことから，将来に向けた量産規模の脱硝技術開発において，突沸及び噴き零れを避けるため，運転条件を十分に把握する必要がある．本研究ではスペーサの誘電特性が溶液の加熱プロセスに及ぼす影響を調べることを目的とし，試料及びスペーサの幾何学的配置並びにスペーサの誘電特性が試料の加熱特性に及ぼす影響を評価した．

2. 実験

マイクロ波加熱装置はオーブン上部から 2.45GHz のマイクロ波を照射する構造である．スペーサとしてティエムファクトリ社製メチルトリメトキシシランエアロゲルを使用し，高さ 10~50 mm の範囲で 10 mm ずつ変化させ，サーモグラフィによる溶液の温度分布測定を行った．

3. 結果と考察

図 1 にエアロゲルをスペーサとして用いて実験及び電磁場解析を行った際の加熱効率を示す．実験においてはスペーサ高さが増加するにつれて，加熱効率が減少する傾向がみられた．実験と同条件のモデルにおいて解析結果により，サポート高さ 50 mm までは実験結果により得られた加熱効率と概ね一致することが確認された一方，70, 80mm に増加した場合，加熱効率が最も高くなり，それ以上の高さでは加熱効率が低下することが分かった．図 2 にスペーサ高さ 50 mm の時の溶液内部の電力損失密度の様子を示す．先行研究において，テフロンをスペーサとした時は溶液下部からマイクロ波が進入したのに対し[1]，エアロゲルをスペーサとした時は溶液上部から電磁波が進入する傾向にあり，スペーサの誘電特性が試料の加熱特性に大きく影響を及ぼすことが明らかとなった．

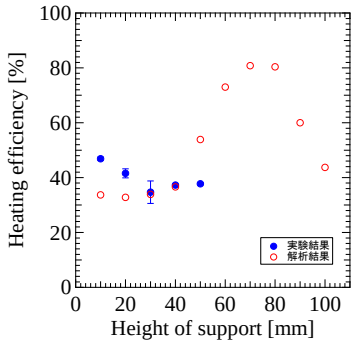
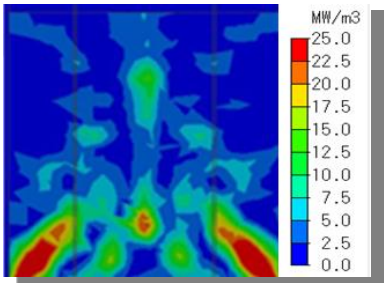
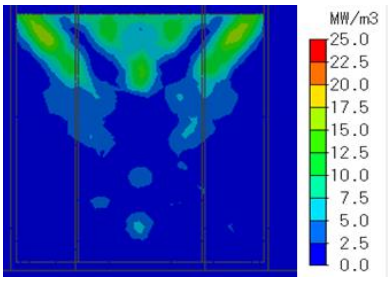


図 1 溶液の加熱効率



(a) テフロンスペーサ



(b) エアロゲルスペーサ

図 2 溶液内部の電力損失密度

参考文献
[1] 長南史記ら「マイクロ波加熱による高誘電率溶液の加熱特性と対流挙動」日本原子力学会 2016 春の年会予稿集，C000782，2016

*Shohei Kobayashi[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1],Akihiro Futsuta[1],Kouta Fujiwara[1]
Tomoomi Segawa[2], Koichi Kawaguchi[2], Katsunori Ishii[2]
[1]University of Tsukuba, [2]Japan Atomic Energy Agency.

PWR 蒸気発生器のエコノマイザーによる熱効率の改善に関する研究

Study on improvement of PWR thermal efficiency by using Economizers in Steam Generator

*加藤 周[1]，師岡 慎一[1]

[1] 早稲田大学 共同原子力専攻

発電の経済性とウラン資源の効率的利用の観点から重要な原子力発電の熱効率向上のため，本研究では PWR 蒸気発生器(SG)に搭載されるエコノマイザーに注目した．2 次系圧力やプラント熱効率の評価を通じたエコノマイザーの改良の検討を行うとともに，エコノマイザーと熱効率の関係について考察を行った．

キーワード：加圧水型原子炉，蒸気発生器，エコノマイザー，熱効率

1. 緒言

本研究で扱うエコノマイザー付き SG に関する研究はあるが，この改良に関する研究は報告者の調査範囲では行われていない．エコノマイザーの改良に関する報告者の先行研究[1]の課題である熱効率解析プログラムの構築や熱効率改善のメカニズムの検討を今回の研究目的とする．

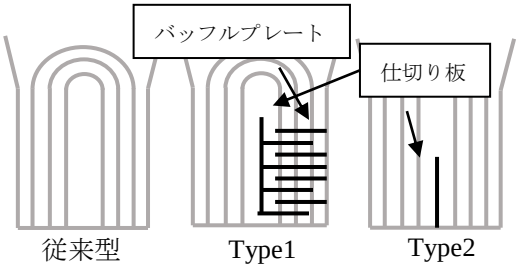


図 1；評価に用いた SG 形状

2. エコノマイザー付き SG 及び PWR プラント熱効率の解析

2-1. 解析対象及び作成した評価プログラム

報告者は SG 熱流動解析及び PWR プラント熱効率解析プログラムの作成と両者の結合により SG 改良時の熱効率を評価した．図 1 に示すようにエコノマイザーとして 2 次系下部に仕切り板を設けた Type2，1 次系から 2 次系への熱通過率向上を目的としてバッフルプレートを取り付けた Type1[2]及びエコノマイザーを設置しない従来型の 3 種類の SG を評価し，US-APWR[3]プラントの熱効率を計算した．

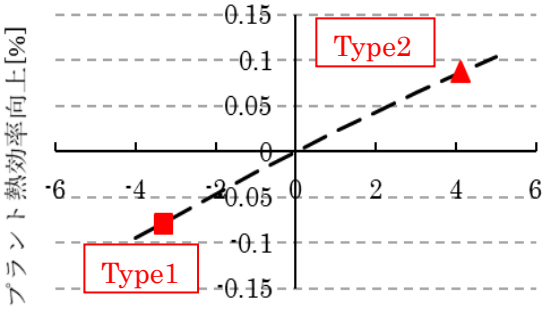


図 2；Current SG に対する 2 次系圧力と熱効率の変化の関係

2-2. エコノマイザーによる SG2 次系圧力及び PWR 熱効率改善評価

図 2 に，横軸，縦軸に従来型 SG からの圧力増大，熱効率向上を取り Type1 と Type2 の解析結果を示す．従来型と比べ Type2 は SG 出口蒸気圧力も熱効率も上昇したが Type1 は両者とも低下した．バッフルプレート内の熱通過率予測に問題があると考えられるため，今後改良した熱伝達率評価方法を用いて図 3 に示すバッフルプレートと伝熱管の間隙やピッチ，流路閉塞率を考慮し SG 熱効率の向上するエコノマイザーの検討を行う．

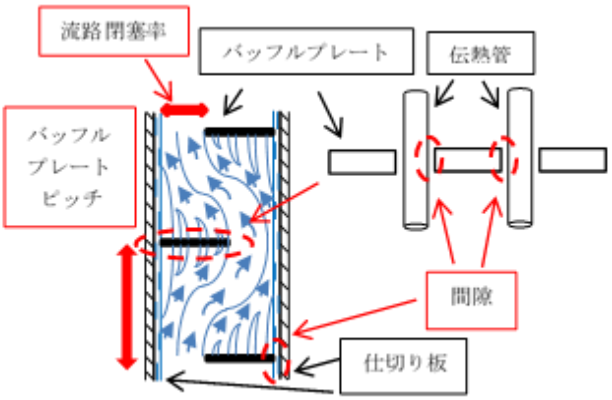


図 3；エコノマイザー内 2 次系冷却水流動，詳細図

3. 結論

SG 改良時の PWR 熱効率を評価できる解析体系を構築した．Type1 エコノマイザーによる圧力と熱効率の増大を確認した．今後 Type2 のバッフルプレート内の熱伝達解析の改良を行う．

参考文献

[1] 加藤周他，動力・エネルギーシンポジウム B122 (2018) [2] Schwarz,T and Bouecke,R. The American Society of Mechanical Engineers Heat Transfer Division, Vol.51(1985) [3] MHI, Ltd., DESIGN CONTROL DOCUMENT FOR THE US-APWR(2013)

---

*Amane Kato[1] and Shinichi Morooka[1]

[1]Waseda Univ.

T字配管合流部の逆流現象と流体温度差の影響評価

Reverse Flow to the Branch Line of a Mixing Tee Pipe and Influence of Temperature Difference

*歌野原 陽一[1]，三好 弘二[1]，釜谷 昌幸[1]

[1]（株）原子力安全システム研究所

原子力発電所のT字合流配管において、合流部から分岐管上流へ遡った地点での熱疲労事例が報告されている。室温水を用いた可視化実験でも、分岐管への逆流が観察されている。本報告では、数値計算により逆流現象の再現を試みるとともに、温度差による浮力が逆流に及ぼす影響を調べた。

キーワード：熱疲労，T字配管，温度変動，数値シミュレーション

1. 緒言

高低温流体が混合するT字配管では温度変動に起因する配管熱疲労が課題である。通常、熱疲労は配管合流部下流で発生するが、分岐管上流へ遡った地点での熱疲労事例が報告されている。筆者らは可視化実験により、主管・分岐管の運動量比によっては主管の流れが分岐管上流へ間欠的に逆流することを明らかにしている[1]。ただ、可視化実験では30℃程度の流体温度差が限界であり、実機プラントのように数百度以上の温度差の実験は難しい。よって数値シミュレーションに取り組み、流体温度差の影響について調べた。

2. 実験および数値計算

原子力安全システム研究所のT-Cubic実験装置に、アクリル試験体（主管内径 D_m = 60mm、分岐管内径 D_b = 20 mm）を設置し、室温の水に粒径30 μmのナイロン粒子を混ぜて通水し、シート状のレーザーを照射して流れ場を可視化した。流速はPIVにより求めた。主管流速 U_m = 10.0 m/s、分岐管流速 U_b = 0.265 m/s とした際、図1に示すように主管流れが分岐管に衝突してから分岐管を逆流するような流れ場が観察された[1]。

数値計算にはFLUENT17.2を用い、LES Dynamicで計算を行った。U_m = 10.0 m/s、U_b = 0.1 m/s とした。主管流体、分岐管流体ともに室温約20℃の場合は、図2のように侵入深さは最大約 $4D_b$ となった。一方、主管流体温度を320℃に変更し、300℃の温度差を付けた場合は、図3に示すように侵入深さは最大約 $6D_b$ となった。等温の場合よりも非等温で温度差が大きくなる方が浮力の影響で潜り込みが深くなった。

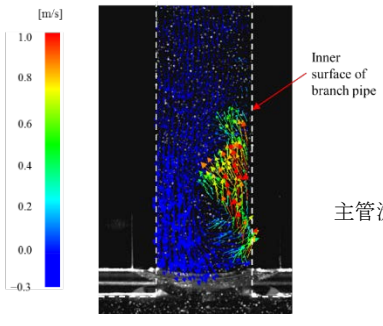


図1　可視化実験による流速ベクトル

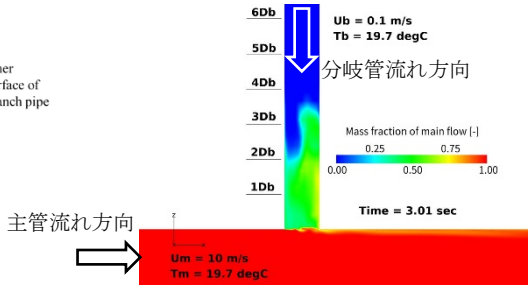


図2 温度差無しの場合
(主管流体質量分率分布)

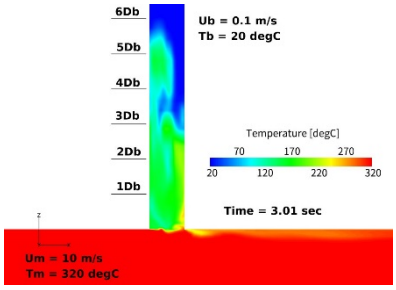


図3 温度差300℃の場合
(温度分布)

参考文献

[1] 三好ら、熱疲労防止に向けたT字合流部の逆流現象の解明（1）可視化実験による観察、動エネシンポ、D211、2019

*Yoichi Utanohara[1], Koji Miyoshi[1] and Masayuki Kamaya[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

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

Wed. Sep 11, 2019 3:35 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[1F10-14] Molten Debris Behavior 1

Chair:Kei Ito(Kyoto Univ.)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1F10] Modeling of anisotropic molten debris spreading and simulation of ECOKATS test

*Akitoshi Hotta[1], Miyuki Akiba[1], Akinobu Morita[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1F11] Development of molten core spreading model at severe accident

*Nobuhide Hara[1], Takuo Oda[1], Yoshiteru Komuro[1], Hironori Noguchi[1], Kouichi Tanimoto[1], Satoru Kamohara[1], Hiroshi Goda[1] (1. MHI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1F12] Study for Evaluation of Spreading Behavior of Molten Core Free Fall under Dry Condition

*Yuta Watanabe[1], Yasunori Yamamoto[1], Tomomasa Ito[1] (1. Hokkaido University Graduate School of Engineering)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1F13] Experimental study on liquid melt spreding in water pool under devere accident

*Miyuki Akiba[1], Akitoshi Hotta[1], Akinobu Morita[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1F14] Study on Boiling Heat Transfer Characteristics in Debris Beds

4th:Visualization of boiling behaviors on a heating surface

*Taira Kawakami[1], Hiroto Sakashita[1], Ayako Ono[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1. Hokkaido Univ., 2. JAEA)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

MSPREAD コードによる溶融デブリの非等方的拡がりモデル化と ECOKATS 実験解析

Modeling of anisotropic molten debris spreading and simulation of ECOKATS test

*堀田 亮年，秋葉 美幸，森田 彰伸
原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

高温溶融デブリの床面上の多次元拡がり挙動を解析するコード MSPREAD を開発中であり、ドライ床面上の実験に基づく妥当性確認を進めている。本研究では、模擬溶融物質を用いた矩形床面上の二次元拡がりに注目した ECOKATS-1 実験に基づき、拡がり先端における停止及び再流動現象をモデル化した。

キーワード：Melt spread, Stop & flow model, MSPREAD, ECOKATS, Validation

1. 緒言

溶融デブリ二次元非等方拡がり挙動解析のために MSPREAD コードを開発しており、基礎方程式、数値解法及びドライ床面実験に対する妥当性確認を紹介した[1]。拡がり後半において、先端部の一部が停止し、近傍から枝分かれ(rivulet)流が発生する現象（以下 Stop & flow）が見られるため予測性が制約された。

2. Stop and flow モデル及び妥当性確認

2-1. 現象同定とモデル開発

ECOKATS-1 実験では矩形コンクリート床面上にアルミナ、酸化鉄等から成る模擬溶融物を放出し、拡がり挙動を熱電対及びビデオカメラにより観察した[2]。動画を詳しく観察したところ、雰囲気に接する上面側には溶融物と共に移動するクラストが浮遊し、これが先端部に集積し床面側クラストと結合する等して堰を形成（Stop）し、後続流れは堰を迂回して流れる、乗り越えて流れる、又は堰を侵食し決壊させて流れる、の 3 パターンにより再流動（Flow）する。本研究では Stop & flow モデルを定式化し機能を確認した。

2-2. ECOKATS-1 実験解析結果

MSPREAD に Stop & flow モデルを組み、ビデオ画像に基づき先端での堰形成及び決壊の位置とタイミングを与え 120 秒間の拡がりを求めた。Fig.1 に示すように、非対称な拡がり形状予測結果はビデオカメラ画像とよく一致した。また、停止直前までの拡がり面積の予測結果は、等方拡がりモデルの場合よりも実験値とよい一致を示した。

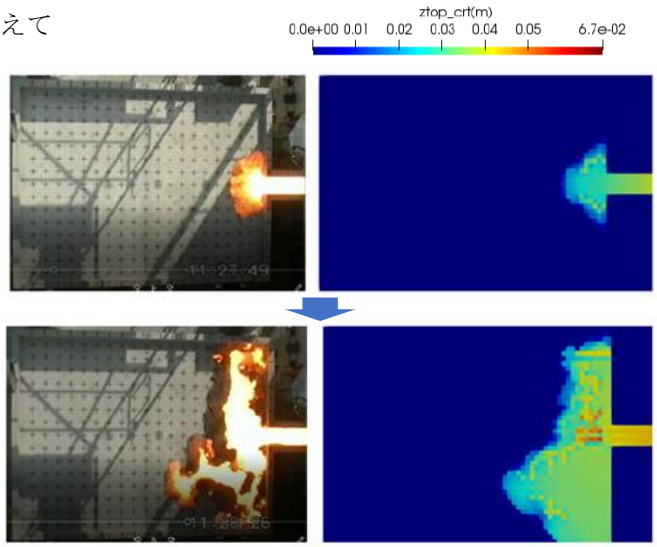


Fig.1 Early and late snapshots of ECOKATS-1(left) and corresponding thickness contours by MSPREAD(right)

3. 結論

今後は上記モデルを床面-デブリ熱抵抗等と結合することにより、基盤伝熱特性を考慮した解析を実施する。

謝辞

本稿では、アドバンスソフト(株）の波田地洋隆氏のご協力を頂いた。ここに 謝意を表する。

参考文献

[1] HOTTA, A. Experimental and Analytical Investigation of Formation and Cooling Phenomena in High Temperature Debris Bed, to be published to J. Nucl. Sci Technol.

[2] Alsmeyer H et al. 2004: November; FZKA 7064 SAM-ECOSTAR-D15.

*Akitoshi Hotta, Miyuki Akiba and Akinobu Morita
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

シビアアクシデント時の溶融炉心の拡がりモデルの開発

Development of molten core spreading model at severe accident

*原　伸英[1]，小田　拓央[1]，小室　吉輝[1]，野口　浩徳[1]，谷本　浩一[1]，蒲原　覚[1]，合田　博志[1]
三菱重工業株式会社,

原子炉過酷事故時の原子炉容器室床面の溶融燃料の拡がり挙動に関するモデル開発を進めている。過去に実施されている1000℃以上の高温溶融物の拡がり実験の検証解析で，拡がり距離を再現出来ることを確認した。

キーワード：拡がり解析，過酷事故，溶融燃料, CFD, MCCI

1. 緒言

原子炉過酷事故時に原子炉容器室床面に溶融燃料が落下した場合，溶融燃料の拡がり距離は粘性変化や床材溶融の影響を受ける。事故時の溶融燃料拡がり距離を予測することは安全性向上の面でも重要であり，本研究では，これらの挙動を同時に扱うモデル構築に取り組んでいる。本発表では過去の文献の拡がり実験を対象とし，拡がり距離の検証解析結果を報告する。

2.拡がり解析

本研究では原子炉過酷事故時に溶融燃料が原子炉容器室床面に落下した後の，溶融燃料拡がり現象を対象に PIRT(Phenomena Identification and Ranking Table）を作成し，取り扱うべき事象の重要度分類を行い拡がり距離を適切に予測する上で，溶融燃料と床材の連成，溶融燃料の温度変化に伴う粘性変化や相変化(凝固，再溶融)等の重要度の高い現象を抽出した。溶融燃料の拡散位置を予測できるように FLUENT コードの VOF(Volume of Fluid)法を採用，また上記事象を数式化し，ユーザー定義関数として組み込んだ。

妥当性の検証解析対象には，過去に実施されている1000℃以上の高温溶融物を用いた拡がり実験を選定した。模擬燃料を用いた KATS-12 試験［1］，及び実燃料を用い床材がセラミックチャネルの VULCANO-VE-U7 試験［2］の検証解析結果をそれぞれ図 1 及び図 2 に示す。構築したモデルで，拡がり距離を再現出来ることが確認された。

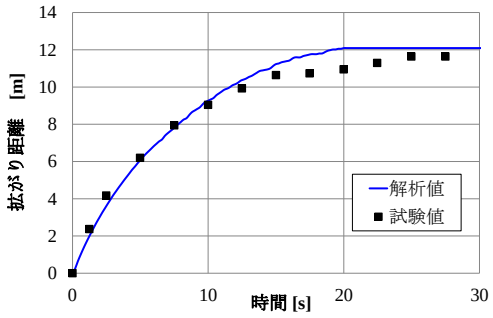


図 1 KATS-12 の拡がり検証解析

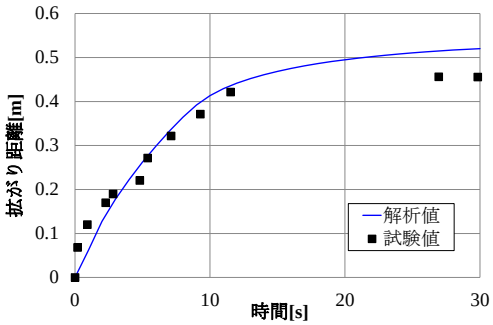


図 2 VE-U7(セラミックチャネル)の拡がり検証解析

3.結論

溶融燃料拡がり現象を対象に PIRT を作成し，拡がりモデルを構築した。過去に実施されている拡がり実験の検証解析で，拡がり距離を再現できることを確認した。なお，本研究は経済産業省　原子力の安全性向上に資する技術開発費補助金を受け実施したものある。

参考文献

[1] M.T. Farmer et al., ANL-09/10, 69 ,(2009). [2] C. Journeau et al., Nuclear Engineering and Design 223,75-102, (2003).

---

*Nobuhide Hara, Takuo Oda, Yoshiteru Komuro, Hironori Noguchi, Kouichi Tanimoto, Satoru Kamohara and Hiroshi Goda
Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

ドライ条件における溶融炉心自由落下時の拡がり挙動評価のための研究

Study for Evaluation of Spreading Behavior of Free-Falling Molten Core under Dry Conditions

*渡邊優太[1], 伊藤智将[1], 山本泰功[1]
[1]北海道大学

溶融炉心の自由落下時のデブリの拡がり挙動を評価するための基礎的なデータを取得することを目的として、拡がり厚さや堆積挙動を評価するための実験を行った。模擬物質としては、凝固の影響が無視できる水やグリセリンと溶融金属を用いた。

・キーワード：溶融炉心　溶融金属　自由落下　拡がり挙動

1. 緒言

炉心溶融時の事故の進展を正確に予測するためには、溶融炉心落下によるデブリの拡がり挙動を正しく考慮してデブリの冷却性や溶融炉心コンクリート相互作用の進展を評価する必要がある。これまでにコアキャッチャーの健全性評価等を目的としてデブリを横流しにした場合を想定した実験は多く行われているが、自由落下を伴う条件での知見は不足している。本研究では、床面に水を張らないドライ条件に着目し、自由落下時の拡がり面積や堆積厚さの評価を行った。実験に使用した模擬物質としては、溶融金属に加えて凝固の影響が常温では無視できる水やグリセリンなどを用いた。

2. 実験方法

水、グリセリン、錫を堆積と高さを変化させて落下させ、拡がり面積と密度から堆積厚さを算出した。錫については、高周波加熱装置を用いて完全に溶融させた状態で下部に設置した鋼板へ落下させた。表面張力と重力の釣り合いから拡がり面積が最小になる場合の堆積厚さである最小拡がり厚さ δ を次式で定義した。このとき、ρ は密度、σ は表面張力、gは重力加速度、θ は接触角を表す。

$$\delta = \sqrt{\frac{2\sigma \sin\theta}{\rho g}}$$

3. 結果・考察

最小拡がり厚さに対する堆積厚さの比 t/δ と Re 数の関係を図 1 に示す。錫を落下させた場合には Re 数が大きくなるほど t/δ が小さくなる傾向が見られる。一方で、グリセリンを落下させた場合には t/δ に Re 数依存性があまり見られなかった。グリセリンの落下量を変化させて行った実験からは、落下量を増やすと t/δ が 1 に漸近する傾向が見られており、粘性抵抗が錫よりも高いグリセリンではより少ない落下量で Re 数依存性が見られなくなったと考えられる。

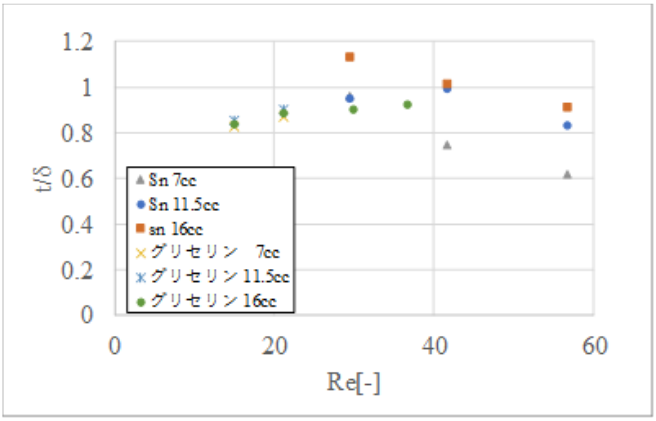


図 1 . Re 数と t/δ の関係

---

*Yuta Watanabe[1], Tomomasa Ito[1] and Yasunori Yamamoto[1]
[1]Hokkaido University

重大事故時における溶融炉心のプール水中床上拡がり挙動に関する実験

Experimental study on liquid melt spreading in water pool under severe accident

*秋葉　美幸，堀田　亮年，森田　彰伸
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

デブリベッドの冷却性を評価する解析コード開発に資するデータ採取を目的とし、プール水中における溶融デブリの拡がり挙動実験を行っている。今回、模擬デブリから発生する黒煙の発生を抑えることによって、デブリとその周囲の蒸気挙動を明確に捉えることができた。

キーワード：重大事故、溶融炉心、床上拡がり、先行注水

1. 緒言　プール水中における溶融デブリの拡がり挙動は、落下時の微粒化や拡がり時の固化過程等における影響因子が多いことから、系統的な実験数が少なく、拡がり及び冷却挙動を評価する解析コード開発に必要なデータの取得が望まれている。これまでに、スウェーデン王立工科大学(KTH)の PULiMS 装置[1]により、溶融物の過熱度、プール水サブクール度及び落下ノズル径を変化させた結果を報告している[2][3]。しかし、これらの実験では溶融デブリからの黒煙の発生により、溶融デブリとその周囲の流体状況が明確に観察できない課題があった。そこで今回、解析コード開発の観点等から可視性の向上を著者らが求め、KTH が考案した以下の装置改良により黒煙発生を抑制し、デブリ挙動を詳細に観察した。

2. 装置改良と実験条件　黒煙発生の要因は、模擬溶融デブリとして用いている酸化ビスマス(Bi_2O_3)と酸化タングステン(WO_3)の共晶組成が、溶融時にるつぼ材質と反応していることと推定されたため、KTH の考案により、るつぼ材質を炭化ケイ素から反応の抑えられるアルミナへ変更した。また、これまでに拡がり挙動は比較的溶融デブリジェットの落下中心軸対象である結果が得られていることから、デブリ周囲に発生する気泡等の影響を抑えてデブリ自体の挙動を明確に観察可能とするため、試験部は石英ガラスの仕切りにより周方向 90 度のみとし、観察する構成とした。実験条件を表 1 に示す。

3. 実験結果と考察　図 1 に E18 ケースにおける模擬溶融デブリの床上拡がり挙動を高速度カメラで撮影した結果を示す。図に示す通り、黒煙は発生せず、模擬溶融デブリとその周囲に発生する蒸気の挙動を明確に捉えた。図より模擬溶融デブリジェットが最初に床面に衝突して飛散した後、さらに上方からジェットが落下し、徐々に拡がってゆく挙動が観察された。デブリの落下した量が増えるにつれて蒸気量が著しく増加し、この蒸気の上昇流れにより、デブリが床面を水平方向に流れる挙動が阻まれる様子も観察された。そのため本条件では、落下したデブリが徐々に固まり、その上方に堆積してゆく結果となった。また、E17 ケースは、加熱炉内におけるデブリ温度が E18 に比べて高い条件にも関わらずノズルからの平均落下流量が少なく、ジェットというよりは滴状落下に近い状態となった。要因を検討するため、固化した模擬デブリの組成を調べたところ、Bi_2O_3 と WO_3 の割合が共晶となる質量比 42.6:57.4 ではなく 25.4:74.6 であったことが明らかとなった。溶融物生成時に投入した Bi_2O_3 と WO_3 の量は共晶組成割合としているが、混合時あるいは実験時に偏り等が生じ、共晶組成からずれて融点が 870℃から 1200℃程度まで上昇、固化しやすくなり、漏斗及びノズル内での放熱により固化が進みつつ落下したためと考えられる。なお、E18 の固化デブリは共晶組成となっていることを確認している。

表 1 実験条件

パラメータ	ケース	
	E17	E18
落下ノズル径 (mm)	17	
落下デブリ平均流量 (kg/s)	0.15	0.75
ノズル部デブリ最高温度 (℃)	988	889
空気中落下距離 (mm)	56	
プール水深 (mm)	210	
プール水サブクール度 (℃)	16	9

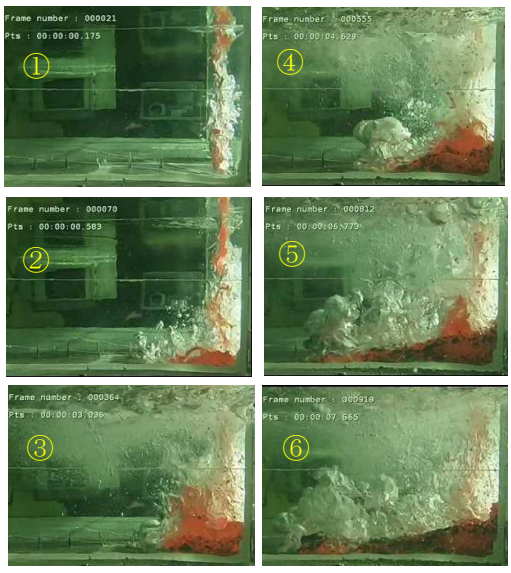


図 1　E18 ケースの拡がり挙動

4. 結言　溶融デブリのプール水中床上拡がり挙動について、実験装置等の改良を行うことで黒煙の発生を抑え、デブリ拡がり挙動への蒸気挙動の影響を確認できた。

参考文献　[1] A. Konovalenko et al., NUTHOS-9, 2012. [2] 秋葉ら，原子力学会 2016 年秋の大会，[3] 秋葉ら，原子力学会 2018 年春の年会

*Miyuki Akiba, Akitoshi Hotta, Akinobu Morita
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

デブリベッドの沸騰熱伝達特性に関する研究
（第四報：伝熱面上の沸騰様相の可視化測定）

Study on Boiling Heat Transfer Characteristics in Debris Beds
(4th: Visualization of boiling behaviors on a heating surface)

*川上大良 [1]，坂下弘人 [1]，小野綾子 [2]，吉田啓之 [2]
[1] 北海道大学，[2] JAEA

過酷事故時の溶融デブリの冷却機構を検討する上で重要となる，デブリベッドの限界熱流束機構を明らかにするために，粒子層を堆積させた伝熱面上の沸騰様相の可視化測定を行った．

キーワード：原子炉過酷事故，底面および内部加熱デブリベッド，沸騰熱伝達，限界熱流束，可視化

1. 緒言　過酷事故緩和策であるペデスタルへの事前水張りの有効性検証には，溶融プール表面の固化クラスト上に粒子デブリが堆積した体系での，クラスト表面での沸騰特性の把握が重要である．著者らは，粒子層の発熱が伝熱面上の CHF に与える影響を検討している．Fig.1 に前報[1]までに得られた CHF の測定結果を示す．図中の QH は粒子層の総発熱量である．既往モデルでは，粒子層発熱量 QH の増大とともに伝熱面上の CHF は低下すると予測するが，本実験結果は，底面のみの加熱(●)と粒子層及び底面加熱(○)で CHF に大きな差は無い．この事実は，CHF の発生には既往モデルで仮定する粒子層内の気液流動ではなく伝熱面ごく近傍の現象が関与していることを示唆している．そこで，本報では底面加熱体系において伝熱面下方から沸騰様相の可視化測定を行い，伝熱面上のドライアウト挙動を検討した．

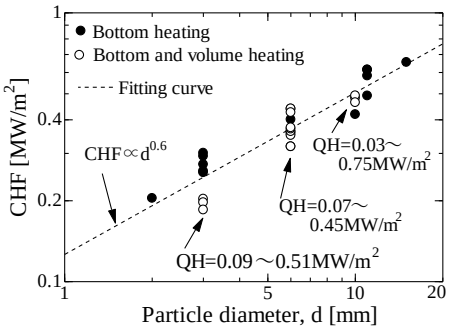


Fig.1 CHF vs. particle diameter

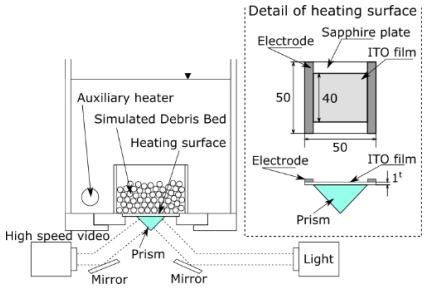


Fig.2 Experimental apparatus

2. 実験方法　実験装置を Fig.2 に示す．ITO 導電膜を蒸着させた 50mm×50mm のサファイアガラスを伝熱面として用い，直径 d=2~15mm の粒子を堆積させ下方から全反射を利用した可視化計測を行った．

3. 実験結果　Fig.3 は，直径 d=6，15mm の粒子を堆積させた場合の，同一熱流束における伝熱面上の時間平均ボイド率分布である．d=6mm では粒子間隙で生じたドライアウトが全体に伝播する様子が見られた．一方 d=15mm では，粒子底部近傍でのドライアウトは確認されたが全体に伝播せず，粒子間隙では孤立気泡の発泡点が多く見られた．Fig.4 に伝熱面上の乾燥領域割合の熱流束による変化を示す．横軸の矢印は各粒子径での CHF 値である．粒子径が小さいほどドライアウトの拡大が促進され，粒子径が大きい場合は裸面の傾向に近づくことが判明した．これらの結果から，ドライアウトには伝熱面上で生成する気泡と粒子間隙のサイズの比率が大きく関与しており，このことが CHF の粒子径依存性を生じさせている可能性が高い．

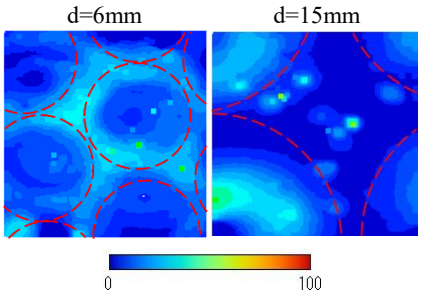


Fig.3 Comparison of time averaged surface void fraction (q=0.2MW/m²)

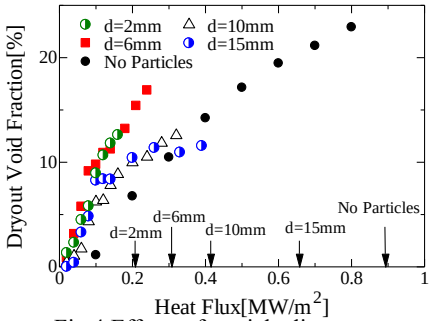


Fig.4 Effects of particle diameter on averaged surface void fraction

4. 結言　デブリベッド底部のドライアウト挙動は堆積粒子径に強く影響を受ける．これが CHF の粒子径依存性に関与していると思われる．

参考文献 [1] 川上,他，原子力学会 2019 春の年会，2I14.

* Taira Kawakami 1，Hiroto Sakashita 1，Ayako Ono 2，Hiroyuki Yoshida 2
1 Hokkaido Univ，2 Japan Atomic Energy Agency

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

Wed. Sep 11, 2019 4:55 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[1F15-18] Molten Debris Behavior 2

Chair:Hiroyuki Yoshida(JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1F15] Development of Steam Explosion Retardant with Carbonated Water

*Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Tsugumasa Iiyama[1], Riichiro Okawa[1], Atsushi Ui[1] (1. CRIEPI)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1F16] Development of three-dimensional Molten Core Concrete Interaction analysis method

*Akinobu Morita[1], Akitoshi Hotta[1] (1. Nuclear Regulation Authority)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1F17] Designing melting core cooling system for existing ABWR

*Akira Kirihara[1], Shinichi Morooka[1] (1. WASEDA University)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1F18] Accuracy improvement of natural circulation flow rate prediction by void fraction correlation modification

*Shusuke Yoshimura[1], Shinichi Morooka[1] (1. Waseda University, Cooperating Major in Nuclear Energy)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

炭酸ガス溶解による水蒸気爆発抑制法の開発

Development of Steam Explosion Retardant with Carbonated Water

*古谷 正裕[1], 新井 崇洋[1], 飯山 継正[1], 大川 理一郎[1], 宇井 淳[1]
[1]一般財団法人 電力中央研究所

水蒸気爆発を抑制する対策として、二酸化炭素を水に溶解する抑制材を開発した。水蒸気膜中の溶存二酸化炭素が不凝縮性ガスとして蒸気膜を安定化し、水が高温液（溶融金属等）に接触することを阻害する。溶融錫液滴列を水中に注入し、抑制効果を発現するために必要な溶存二酸化炭素濃度を明らかにした。

キーワード：水蒸気爆発、抑制材、不凝縮性ガス、二酸化炭素、溶融錫滴

1. 緒言　原子炉容器から流出した溶融炉心を冷却する手段としては、水張りや注水による沸騰冷却が有効である。コンクリート浸食反応を抑制し、格納容器を健全に維持できる可能性を高めることが期待できる一方で、水蒸気爆発に対する配慮が必要となる。著者らは、これまでの有機物（ポリエチレングリコール）を用いた水蒸気爆発抑制材に加え、本報では無機物を用いた水蒸気爆発抑制材を提案する。その一つとして二酸化炭素を代替冷却材に溶解した炭酸水の水蒸気爆発抑制効果について報告する。

2. 実験装置及び方法　実験は坩堝内で錫を溶融させて 600℃に維持し、坩堝下部から水プール中に液滴列として注入する体系で実施した。溶融錫滴下ノズルの内径は 2 mm であり、液面までの距離は 20 mm とした。プール容器は内幅 100 mm、奥行き 100 mm、高さ 200 mm の矩形容器である。液位は 190 mm とした。初期液温は 15℃とした。二酸化炭素は、高圧ガスボンベから内径 1.6 mm のノズルを介して水中にバブリングさせ、溶解した。二酸化炭素溶解量は溶解して十分な時間を経た後に東亜 DKK 社製溶存二酸化炭素濃度計 CGP-31 を用いて計測した。

3. 実験結果及び考察　Fig. 1 に溶融錫液滴がプール液に連続して注入された様子をバックライト法で撮影した一連の写真を経過時間と共に示す。Fig. 1(a)は二酸化炭素を溶存させていない水の場合である。溶融錫が水と触れると水蒸気爆発により微粒化している。Fig. 1(b)は二酸化炭素を 150 mg/L 溶解させた場合である。水蒸気爆発は発生せず、溶融錫は安定した蒸気膜に包まれている。一連の結果から、濃度の増大に伴い水蒸気爆発発生頻度が低減した。溶解した二酸化炭素が蒸気膜内で不凝縮性ガスとして溶融金属との接触を阻害し、水蒸気爆発を抑制したと考えられる。完全に抑制するために本実験では濃度 150 mg/L 以上が必要であることを示唆している。

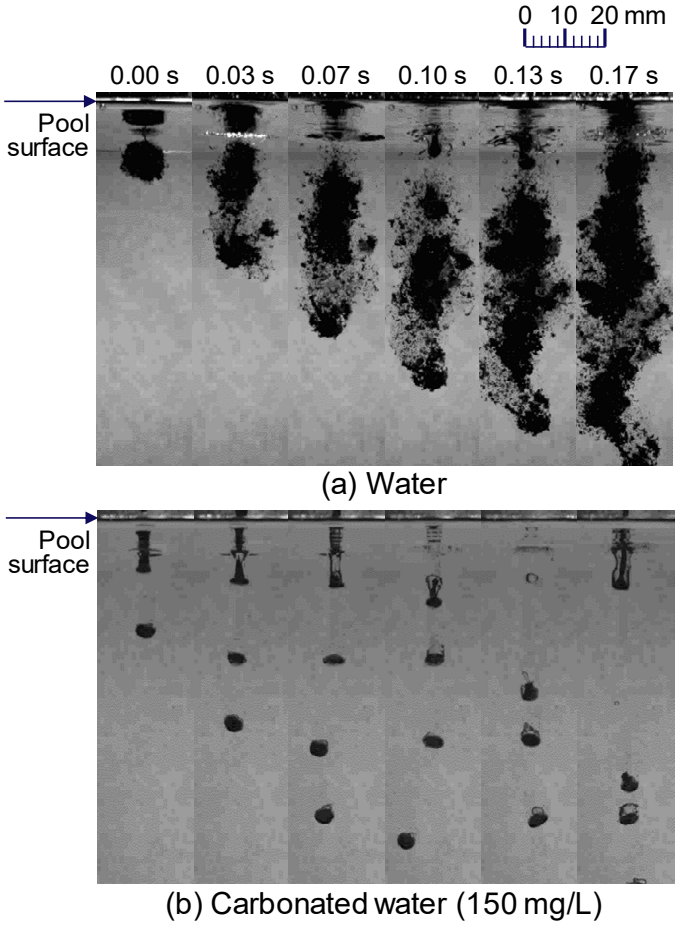


Fig. 1 Successive stages of tin drops immersed into solution pool

4. 結論　無機系の水蒸気爆発抑制材として二酸化炭素を水に溶解した水溶液を提案した。溶融錫液滴列をプール液中に注入する実験を行った結果、濃度の増大に伴い、水蒸気爆発頻度が低減した。本実験において水蒸気爆発を抑制するためには、溶存二酸化炭素濃度が約 150 mg/L 以上であれば良いことを明らかにした。

謝辞　本実験に際しては株式会社電力テクノシステムズ 吉岡武男氏、鈴木広治氏にご協力いただいた。ここに記して謝意を表します。

*Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Tsugumasa Iiyama[1], Riichiro Okawa[1], Atsushi Ui[1]
[1]CRIEPI

多次元溶融炉心 - コンクリート相互作用解析手法の開発

Development of three-dimensional Molten Core Concrete Interaction analysis method

*森田　彰伸，堀田　亮年

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

非対称体系における溶融炉心ーコンクリート相互作用（MCCI）を評価するための解析コード CORCAAB を開発中である。本研究では、基本となる三次元コンクリート侵食及びクラスト成長に係るアルゴリズムを開発し、これらを同コードに組み込んで機能確認を行った。

キーワード：Molten Core Concrete Interaction、Three-dimensional ablation algorithm、Crust growth, CORCAAB

1. 緒言　実炉における MCCI では、キャビティ周辺やサンプ内に局所的に溶融物が堆積することにより、コンクリート侵食が非等方的に進展する。また、OECD/NEA MCCI 実験[1]で確認された小規模体系での侵食挙動を実機体系にスケールアップするためには、三次元的な幾何形状の影響を直接考慮する必要があり、三次元的なコンクリート侵食及びクラスト成長に係るアルゴリズムが必要となる。

2. 侵食計算アルゴリズム　CORCAAB におけるコンクリート侵食挙動は直交デカルト座標系にて定式化され、侵食面が存在する計算セル内においては複数の侵食面が存在する場合もあるが、単一稜線上には最大で 1 つの侵食フロントのみが存在するものとし、セル内の侵食面を 14 パターンに分類した。三次元体系におけるコンクリート侵食面追跡は、Gueyffier et al.[2]による PLIC(Piecewise Linear Interface Calculation)法に基づき設定している。本理論では、Fig.1 に示すように、各パターンにおいて各稜線上の侵食フロント座標の平均値$\bar{x}$を算出し、また、中心座標$\bar{x}$と各稜線上の二つの頂点x_l、x_{l-1}の 3 点からなる n 個の三角形の法線ベクトルの平均$\bar{n}$を侵食面の単位法線ベクトルとする。中心座標$\bar{x}$及び法線ベクトル$\bar{n}$を持つ平面を用いて侵食面積及び侵食体積を求める。コンクリート侵食速度は侵食面の一次元熱収支から求めることができ、侵食速度から侵食フロントの移動量を計算する。侵食フロントの移動量は隣接する計算セルで算出された移動量の最小値とし、侵食フロントが計算セルの頂点を通過する場合には侵食フロントの移動量に調整を加えた。本アルゴリズムの検証のため、侵食計算アルゴリズムの他に、デブリ初期形状やクラスト形成に係るモデル、デブリとコンクリート/クラスト間の熱伝達や崩壊熱等を組み込んでいる。

3. 機能確認解析結果　現状における侵食アルゴリズムの機能を確認するため、実機において想定される複数の非対称侵食体系を想定した解析を実施した。Fig.2 では、二箇所のサンプを有するキャビティ形状の解析例を示す。コンクリート侵食によりサンプ溝が拡大し、やがて合体する状況までの過程を解析することができた。その他、ドレイン管内溶融デブリ、キャビティ周辺や機器近傍の入隅部及び出隅部に堆積した溶融デブリの侵食挙動を解析し、同様に侵食アルゴリズムが適切に機能していることを確認した。

4. 結言　今後、実績のある熱伝達係数等のモデルを組み込み、MCCI 実験解析を行うことにより、コードの妥当性を確認する予定である。

謝辞　本稿では、みずほ情報総研株式会社の山崎昇氏並びに高橋昌伸氏らにご協力をいただいた。ここに感謝の意を表する。

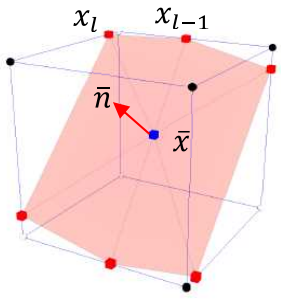


Fig. 1 Example of definition of ablation surface.

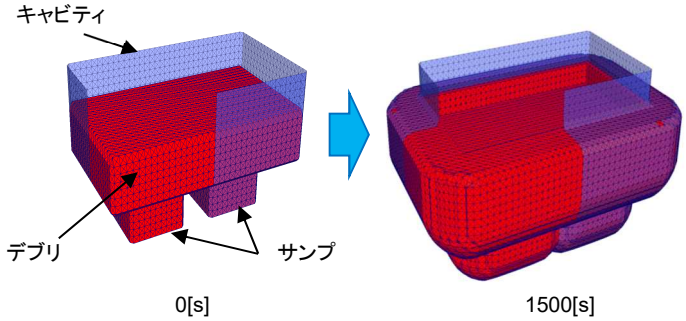


Fig. 2 Example of demonstration analysis result.

参考文献

[1] M. Farmer et al., “OECD MCCI-2 Project Final Report,”, Rev. 1-Final, November 2010, OECD/MCCI-2010-TR07.

[2] Gueyffier et al., Volume-of-Fluid interface tracking with smoothed surface stress methods for three-dimensional flows, Journal of Computational Physics, Vol, 152, Issue 2, July 1999, Pages 423-456

*Akinobu Morita, Akitoshi Hotta

Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

既設 ABWR 用溶融炉心冷却装置の考案

Design of melting core cooling system for existing ABWR

*桐原　明，師岡　慎一　早稲田大学　共同原子力専攻

再稼働に向けた無電源安全対策として、自然循環を利用した既設 ABWR 用の溶融炉心冷却装置を検討した。炉心溶融事故時の除熱性能を評価し、検討した装置が熱的な健全性を維持できることを明らかにした。

キーワード：溶融炉心，ABWR，自然循環，限界熱流束

1. 緒言

福島第一原子力発電所での過酷事故を受けて、無電源での安全対策の研究が進んでいる。特に、自然循環を利用した無電源での溶融炉心冷却装置に注目が集まっている。本報告の目的は、既設 ABWR に設置可能な溶融炉心冷却装置を検討し、冷却装置の炉心溶融時の除熱性能を評価した。

2.検討条件

ABWR の溶融炉心冷却装置の設置場所は、原子炉格納容器の下部であり、設置に利用できる空間は、参考文献[1]を基に高さ 2.5m、直径 7.5m の円柱型であると推定した。装置の各部において限界熱流束が溶融炉心からの熱流束を上回り、流路閉塞を防ぐデブリ除け、流路の破損を防ぐ耐熱板を設置する必要がある。

3. 検討案

検討案を図 1 と図 2 に示す。図 1 は装置の俯瞰図であり、図 2 は中心から外周にかけての断面図である。中心角が 15 度の伝熱板（図 2(A)）と 30 度の伝熱板（図 2(B)）8 枚ずつの組み合わせからなり、傾斜角 5 度のすり鉢状の溶融炉心（デブリ）受け部を形成している。15 度伝熱板には半径方向に垂直流路を 2 本設置している。ダウンカマから冷却水が流入し、傾斜板の下面を通って、垂直流路に流れ込む。最外部のダウンカマの内側はアニュラー流路となっており、加熱された冷却水の出口流路となっている。傾斜流路、垂直流路において冷却水が沸騰し蒸気と水の二相流となる。水単相であるダウンカマとの密度差が発生するので、冷却水は自然循環する。検討した装置は高さが 2.2m、直径 7.5m となり、検討条件を満たしている。また、図 2 のようにデブリ除け、耐熱板を設置しており、検討条件を満たしている。

4. 解析方法

各伝熱板の流路において駆動力＝圧力損失となる流量を自然循環流量として決定し、金川ら[2]が Rouge ら[3]のデータに基づいて作成した式から限界熱流束を算出した。実際には、溶融炉心には熱流束の分布が存在するが、溶融炉心の総熱量を装置の伝熱面積で割った値を平均熱流束として、熱流束は各部一定であるとした。限界熱流束を平均熱流束で割った値を余裕度とし、評価パラメータとした。

5. 解析結果

装置中心からの距離を横軸、傾斜流路の余裕度を縦軸にとったグラフが図 3 である。傾斜流路では、中心から遠ざかるほど、余裕度が減少し、30 度伝熱板の傾斜流路の終点部分で 1.88 の最小余裕度を得た。図示はしていないが、垂直流路では、限界熱流束は大きくなり、余裕度は 10 程度となった。

6. 結論

既設 ABWR における溶融炉心冷却装置の設置寸法を推定し、目標を満たす装置を検討した。検討した装置の除熱性能評価を行い、装置各部において余裕度が 1 を上回り、装置の熱的な健全性を明らかにした。

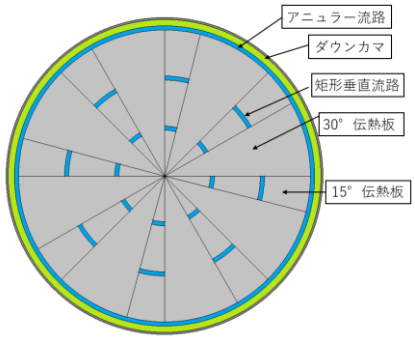


図 1　設計装置俯瞰図

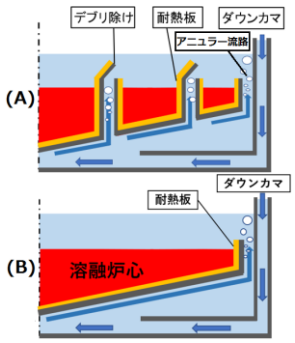


図 2　設計装置断面図

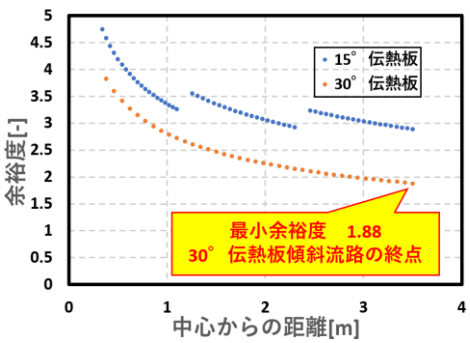


図 3　中心からの距離と余裕度の関係

参考文献

[1] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. Advanced Boiling Water Reactor, http://www.hitachi-hgne-uk-abwr.co.uk/downloads/2016-05_abwr-brochure.pdf ,(2016).
[2] 金川，自然循環による溶融炉心冷却評価手法の構築(2012)，早稲田大学修士論文.
[3] S. Rouge, SULTAN Test Facility for Large-Scale Vessel Coolability in Natural Convection at Low Pressure, Nuclear Engineering and Design, ISSN 0029-5493, 169, 185, (1997).

*Akira Kirihara And Shinichi Morooka　Waseda Univ, Morooka Lab.

ボイド率相関式改良による自然循環流量予測精度向上に関する研究

Accuracy improvement of natural circulation flow rate prediction by void fraction correlation modification

*吉村　周佑[1]，師岡　慎一[1]

[1]早稲田大学　共同原子力専攻

流体の密度差を駆動力とする二相流自然循環現象は、密度差を決定するボイド率が重要なパラメータとなる。また、ボイド率は気液界面の特性を決定する流動様式に影響を受ける。本報告では流動様式ごとにボイド率の相関式を実験的に検討することで自然循環流量予測精度向上を行った。

キーワード：自然循環、ボイド率、流動様式判別

1. 緒言

二相流自然循環現象は原子炉施設の安全設計上重要な現象であり、限界熱流束を評価するために正確な流量予測を行う必要がある。当研究室で水-空気系自然循環流量予測手法が開発され[1]、最大誤差約 15%での予測が行えている[2]。さらなる予測精度向上を図るうえで、二相流密度を決定するボイド率が誤差要因として研究課題になっている[3]。そこで、本報告では広範な試験条件でのボイド率測定、ボイド率に影響を及ぼす流動様式の判別手法そして、流量予測精度の向上について検討を行った。

2. 試験

2-1. 試験装置及び試験方法

試験体系を Fig.1 に示す。自然循環試験では空気ポンプから空気注入を行うことで自然循環を発生させ、流量を測定する。ボイド率測定試験ではニードルバルブにより液相流量を調節することで、より広範な条件で試験を行うことができる。ボイド率の測定法には急弁締め切り法と二相差圧測定法を用いている。

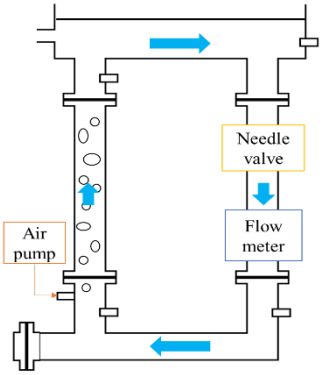


Fig.1 試験装置概要

2-2. 試験結果および検討

ドリフトフラックスモデルを用いてボイド率の測定結果から相関式を作成し、自然循環流量予測プログラムに組み込んだ結果と先行研究[2]との比較を Fig.2 に示す。既存モデルのボイド率相関式は Ishii モデルを使用している。ボイド率相関式を改良することにより、自然循環流量の予測精度が向上することがわかった。

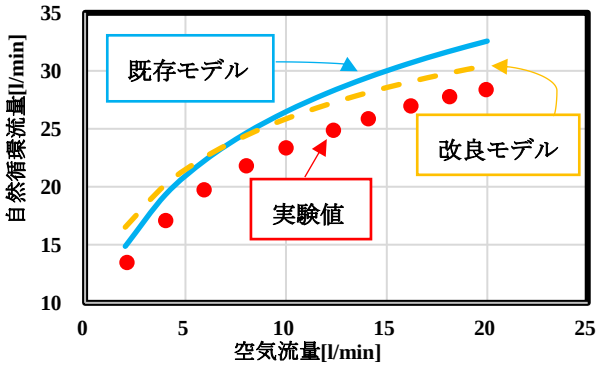


Fig.2 改良前後の自然循環流量予測比較結果

3. 結論

実験的にボイド率相関式を作成することで流量予測精度の向上が確認できた。

参考文献

[1] 金川他, 混相流 28 巻 2 号 (2014), [2] 吉村他, 日本混相流学会　2018 シンポジウム　要旨集　P067 (2018-8), [3] 山口他, 混相流 32 巻 4 号 (2018)

*Shusuke Yoshimura[1], Shinichi Morooka[1]

[1]Waseda Univ, Cooperating Major in Nuclear Energy.

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

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 10:35 AM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:00 AM - 1:35 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[1G01-02] Fukushima Daiichi NPP Accident

Chair:Masashi Himi(AdVanceSoft)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1G01] Observation of IC operation by records, analyses, and relational informations within earthquake and tsunami

*Kazuo Watanabe[1], Katsuyuki Sugiyama[2] (1. WNR-Cx Watanabe Lab., 2. Group of Manifestation of the Chief Yoshida and Fukushima 50)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1G02] Discussion of Containment Depressurization Scenario of Fukushima Daiichi Unit-2 during March 15th Morning

*Seiichi Dono[1], Kenichiro Nozaki[2], Takeshi Honda[1], Masato Mizokami[1], Daisuke Yamauchi[1], Shinya Mizokami[1] (1. TEPCO HD, 2. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

福一１号機地震津波間 IC 作動の記録・解析・関連情報の考察

Observation of IC operation by records, analyses, and relational information within earthquake and tsunami

＊渡邊一男[1]（WNR-Cx 渡邊研究処），杉山 勝行[2]（一社・吉田昌郎元所長福島 50 顕彰会）

The IC operations between earthquake and tsunami on 3.11 are told variously by different researchers. 2019 is the year of 60th anniversary of AESJ foundation and the closing of HEISEI era, and accordingly the residual matter would be desirable to be confined reasonably by effort of a relational committee.

キーワード: IC 非常用復水器、福一１号機、地震津波間、作動状況確認、チャート記録、MAAP 解析

１．緒言

地震津波間の IC 作動にはいくつかの記録・解析と関連の情報・報告があるが、今春の茨城大・水戸での関連報告と討議はこの課題が未だ結論的合意に至っていない気配である[1,2,3,4,5,6,7]。本件は 3. 11 最初の事象情報として象徴的であり、8 年経過・学会 60 年・令和を機に関連部会による検討等然るべき対応を提案したい。

２．関連の記録・解析・情報

表１．IC 作動の記録、解析、関連情報

	記録・解析・情報	内容
1	初期アナウンス「定説」	IC は 2 系統→1 系統 3 回と作動
2	東電チャート線図記録	説明文は両義的な表現 線図は 2 系統→1 系統に否定的
3	原電敦賀チャート記録 所見	2003, 2004 年 IC 作動チャート提示 2 系統→1 系統 3 回を認める
4	基盤機構解析	東電チャート記録をなぞる、定説肯定
5	東電デジタル打点記録	チャート線図記録と同型
6	東電関連弁開閉打点記録	2 系統→1 系統 3 回の作動
7	東電 MAAP 解析	2 系統→1 系統 3 回を作図、チャートとの異動を明示、実質的には定説を否定
8	マニュアル	IC 作動の規定なし
9	非常対応訓練	IC 作動の訓練は実施せず
10	崩壊熱解析	定説を肯定

表１に示すように IC 作動に関連する記録にはアナログ・デジタルと原電敦賀の実際に作動したアナログチャートデータがある。解析情報には基盤機構・東電がある。また参照として担当者報告、マニュアル、日常訓練がある。さらに二次的資料として関心研究者による原子力学会大会報告がある。当初報道は作動であるが、IC 不作動の論旨は当初記録の観察による。IC 作動とみるのは解析実施者の判断である。

３．望ましい対応

解析には経過記録への適合を主眼とするものと、IC 作動の建前である 2 台→1 台の推移を表出するものがあり、両者の異同への客観的な理解は示されていない。即ち IC 作動特性理解と状況確認期待の混同がみられ、冷静な科学的視点からの対応が望まれる。

４．結言

本件の状況の推移は、① IC 作動 2 台→1 台のアナウンス、② 両義的説明のチャートの開示、③ 原電敦賀への認知の要請と応答、④ なぞる解析、⑤ 「2 系統→1 系統」を入力した解析、と続いている。今春の水戸年会の関連報告での討議で未だに混乱の継続がみられることのポイントは、「東電 MAAP 解析」を「2→1 系統入力・矛盾」とみるか「単純肯定」とみるかにあることが知られた。関心研究者の問題提示に応えるため、学会 60 年を機会に福島再論の視点からの 3.11 の最初の課題である IC 作動問題の合理的解明を期待したい。

謝辞：

成冨健一郎氏のご指導に感謝を申し上げる。

参考文献

[1, 2, 3] 米山潔, 藤井晴雄, 渡邊一男, 全電源喪失時反応炉状況把握技術の提案（2, 3, 4), 原子力学会 2016 年春予稿集

[4, 5, 6] 米山潔, 福一 1 号機 IC は地震から津波まで運転停止, 原子力学会 2017 年, 2018 年, 2019 年春年会予稿集

[7] 渡邊一男, 福島第一・１号機 IC 非常用復水器作動の考察 - 中間報告, 空気調和・衛生工学会大会学術講演 2016. 9. 14 ～16（鹿児島）第８巻, pp.37-40

[1]Kazuo Watanabe (WNR-Cx Watanabe Lab.) [2]Katsuyuki Sugiyama (Chief Yoshida & Fukushima 50 Celebration Assoc.)

3 月 15 日午前中に発生した福島第一 2 号機格納容器減圧シナリオについての検討

Discussion of Containment Depressurization Scenario of Fukushima Daiichi Unit-2 during March 15th Morning

*堂埜　誠一[1]，野﨑　謙一朗[2]，本多　剛[1]，溝上　暢人[1]，山内　大典[1]，溝上　伸也[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社，[2]株式会社テプコシステムズ

福島第一原子力発電所 2 号機における 2011 年 3 月 15 日 7:20～11:20 の期間に発生した格納容器ドライウェル(以下、D/W)の急減圧について、この圧力挙動を説明しうる事故進展シナリオを検討した。

キーワード：福島第一，2 号機，事故進展，ガス漏えい，凝縮，温度成層

1. 緒言　3 月 14 日夜、2 号機の D/W 圧力は事故の進展に伴い 0.7MPa[abs]以上に上昇した。以降 15 日朝まで D/W 圧力は高圧のまま推移したものの、7:20 以降に一旦計測が途切れ、11:20 に計測が再開された際には 0.155MPa[abs]まで低下していた（図 1 参照）。この減圧は外部への放射性物質の放出を示唆している可能性があるものでもあり、事故進展の理解深化を目的に、プラントデータの推移や現場の観測事実との整合性をふまえ、この圧力挙動を説明しうる事故進展シナリオの検討を行った。

2. 格納容器減圧シナリオ検討　事故後に 2 号機のシールドプラグ周辺で高線量が測定されているように[1]、14 日夜 D/W 圧力が高くなっていた期間には、すでに格納容器トップヘッドフランジからの漏えいが生じていた可能性がある。15 日 7:20～11:20 にかけての減圧に必要となる気相漏えい面積を熱水力解析コード GOTHIC8.2(QA)で評価したところ、減圧を漏えいのみで再現するには格納容器漏えい面積として 300cm^2（減圧中一定）が必要との結果を得た。しかし、この評価結果は、現在 2 号機 D/W の気密性が高いことと整合しない。そこで、格納容器が減圧する要因として、格納容器からの気相漏えいに加えて、津波の影響で浸水したトーラス室の水位が上昇し、サプレッションチェンバ（以下、S/C）気相部が外部から冷却され、蒸気の凝縮が進んだ結果、減圧した可能性を考えた（図 2）。このシナリオにおいては、トーラス室の水位に加え、S/C 内の非凝縮性ガスの存在割合（S/C 気相部壁面の凝縮熱伝達率）、S/C プール水のサブクール度等の状況に不確かさはあるものの、格納容器の漏えい面積が小さくても十分に減圧する可能性を示す見通しを得た。なお、2 号機は現在 S/C 水位とトーラス室水位が同じレベルにあり、S/C の低い位置（または低い位置から繋がる配管等）に漏えい口がある可能性が考えられる。この漏えい口について、現在は水没しているものの、今回検討の対象とした期間には S/C 水位が低く、気相部の漏えい口として減圧に寄与した可能性も考えられる。

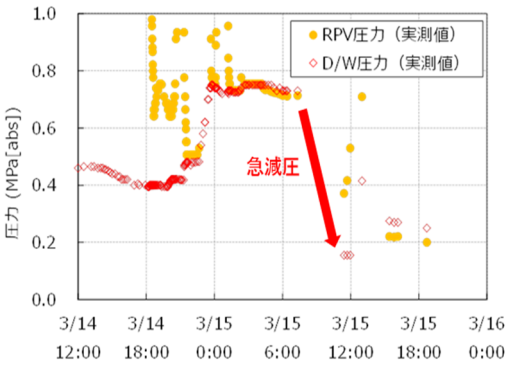


図 1 格納容器圧力の推移

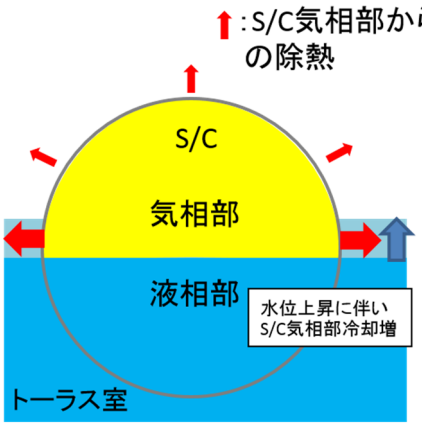


図 2 トーラス室水位上昇に伴う凝縮

3. 結論　当該減圧挙動については、格納容器からの気相漏えいに加えて、S/C の外部冷却が促進された可能性など、複合的な要因で生じた可能性が考えられるとの見通しを得た。

参考文献

[1] 東京電力株式会社，“建屋内の空間線量について”，2013 年 3 月 22 日
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/surveymap/images/f1-sv3-20130322-j.pdf

*Seiichi Dono[1], Kenichiro Nozaki[2], Takeshi Honda[1], Masato Mizokami[1], Daisuke Yamauchi[1] and Shinya Mizokami[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

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

Wed. Sep 11, 2019 10:35 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[1G03-07] Source Term

Chair:Shinichiro Uesawa(JAEA)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[1G03] Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method

(1)Dataset for chemical reaction kinetics

*Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Naoya Miyahara[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Junpei Imoto[1], Liu Jiazhan[1], Hidetoshi Karasawa[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1G04] Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method

(2)Elemental model set

*Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Shunichiro Nishioka[1], Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Junpei Imoto[1], Jiazhan Liu[1], Hidetoshi Karasawa[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1G05] Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method

(3)Thermodynamic dataset

*Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[1], Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Junpei Imoto[1], Jiazhan Liu[1], Hidetoshi Karasawa[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1G06] Analytical study on removal mechanisms of cesium aerosol from noble gas bubble in sodium pool

*Shinya Miyahara[1] (1. University of Fukui)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1G07] Analytical study for remobilization of iodine deposits under air condition

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

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

ソースターム評価手法の高度化に向けた核分裂生成物化学挙動データベース ECUME の開発
(1) 化学反応速度データセット

Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method
(1) Dataset for chemical reaction kinetics

*三輪 周平[1]，堀口 直樹[1]，宮原 直哉[1]，中島 邦久[1]，鈴木 恵理子[1]，井元 純平[1]，劉 家占[1]，唐澤 英年[1]，逢坂 正彦[1]

[1]原子力機構

軽水炉等シビアアクシデント時における核分裂生成物化学挙動を評価するためのデータベース ECUME（Effective Chemistry database of fission products Under Multiphase rEaction）を開発した。ECUME の化学反応速度データセットにより、セシウムの化学挙動へ与える BWR 制御材ホウ素の影響等を速度論的に評価できるようになるため、環境への放出に至るまでの化学形態や割合の予測精度の向上が期待される。

キーワード：核分裂生成物，シビアアクシデント解析コード，セシウム，ホウ素

1. 化学挙動データベース ECUME 概要

軽水炉シビアアクシデント（SA）時のソースターム評価手法の高度化に資するため、核分裂生成物（FP）の核燃料からの放出挙動や炉内移行挙動に大きな影響を与える化学挙動を評価するためのデータベース ECUME を開発した。ECUME には、特に低温領域で重要となる速度論的な評価を可能とするための化学反応速度データセット（CRK: Dataset for Chemical Reaction Kinetics）、FP 挙動を評価するための要素過程モデルセット（本シリーズ発表 2 件目）、それらに使用する熱力学データセット（本シリーズ発表 3 件目）を格納している。ECUME は、これらのデータセットをもとに実用的な化学挙動モデルを構築することで、SA 解析コードの改良に反映することができる。

2. 化学反応速度データセット概要

化学反応速度データセットは主要な化学反応と化学反応速度定数から成り、被ばくの観点で重要なセシウム（Cs）やヨウ素（I）、これらの化学挙動に大きな影響を与えるモリブデン（Mo）や BWR 制御材ホウ素（B）等のデータを取り込んでいることに特徴を有する。また、再処理施設事故においても重要となるルテニウム（Ru）を含む Ru-N-O-H 系も対象としている。気相化学反応については、文献値をレビューして反応速度定数を整備し、Cs と B の反応等、文献値の無いものについては、第一原理計算を用いてエネルギーが最も低い反応経路における遷移状態の分配関数より化学反応速度定数を算出した[1]。気相-固相間の化学反応についても整備する予定であり、これらは種々の化学条件をパラメータとした要素過程実験により整備する。

3. 化学反応速度データセット適用の効果・結言

CRK を用いて約 2500 K から約 700 K の領域を約 25 秒間で移行する仮想的な SA 条件で、化学反応速度論を考慮して CHEMKIN ソフトウェアにより Cs 化学種の存在量を解析し、既往の SA 解析コードで適用されている平衡条件での解析結果と比較した。平衡状態を仮定した場合の各 Cs 化学種の存在量は、低温側に移行するにつれ、CRK を用いた場合と大きく乖離することが分かった。この結果は、環境への放出に至る炉内低温領域までの化学形態や割合を評価するためには、化学反応速度論の適用が必要であり、CRK によりこれらの予測精度の向上が期待できることを示している。

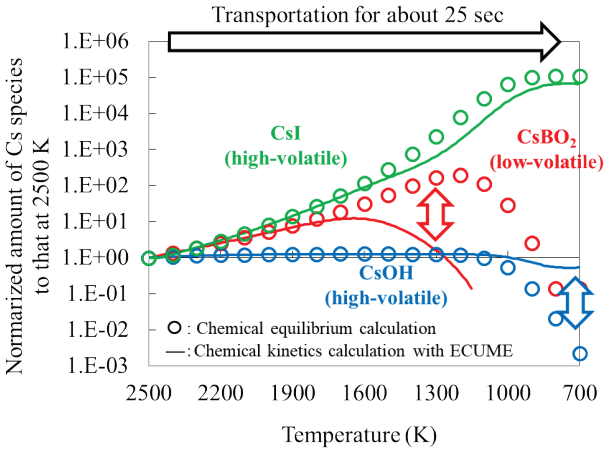


図 1 低温側に移行していく場合の各 Cs 化学種の存在量（2500 K の値で規格化）

参考文献

[1] 例えば、N. Miyahara, et al., JNST, 56(2) (2019) 228-240.

*Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Naoya Miyahara[1], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Junpei Imoto[1], Liu Jiazhan[1], Hidetoshi Karasawa[1] and Masahiko Osaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ソースターム評価手法の高度化に向けた核分裂生成物化学挙動データベース ECUME の開発
（2）要素モデルセット

Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method
(2) Elemental model set

*鈴木 恵理子[1]，中島 邦久[1]，西岡 俊一郎[1]，三輪 周平[1]，堀口 直樹[1]，井元 純平[1]，
劉 家占[1]，唐澤 英年[1]，逢坂 正彦[1]
[1]JAEA

核分裂生成物化学挙動データベース ECUME の要素モデルセットには、シビアアクシデント解析コードへ組み込み可能なモデルを収納しており、多様な化学条件を考慮できることに特徴を有する。改良したステンレス鋼へのセシウム化学吸着モデルでは、気相中セシウム濃度やステンレス鋼中ケイ素濃度の影響を考慮でき、セシウムの炉内高温領域分布のより正確な評価に資する。

キーワード：核分裂生成物，シビアアクシデント解析コード，化学吸着，セシウム

1. 要素モデルセット概要

軽水炉シビアアクシデント（SA）時に想定される多様な化学的及び熱流動条件は、セシウム（Cs）等の化学的活性の高い核分裂生成物（FP）の化学挙動に大きく影響を及ぼすと考えられる。しかし、SA 解析コードに組み込まれている既往の FP 化学挙動モデルは、過去の実験を基にした経験的モデルであったり代表的な化学条件又は熱流動条件のみを考慮していたりと、多様な条件における FP 化学挙動を取り扱うには不十分であった。化学挙動データベース ECUME の要素モデルセット（EM：Elemental Model set）には、既往のモデルを基に改良された FP 化学挙動モデルを収納しており、種々の化学条件及び熱流動条件を考慮できることに特徴を有する。現行 EM で対象とする FP 化学挙動は、圧力容器構造材であるステンレス鋼への Cs 化学吸着挙動である。さらに、化学吸着した Cs の再蒸発挙動、BWR 制御材であるホウ素による Cs やヨウ素沈着物の再蒸発挙動、FP 化合物のエアロゾル挙動及び溶出挙動についてのモデルを構築中である。改良モデルに含まれるモデル式や係数等は、種々の化学条件及び熱流動条件にて実施した要素過程実験結果の解析により決定する。

2. 要素モデルセットの適用の効果、結言

現行 EM では、既往のステンレス鋼への Cs 化学吸着モデルに含まれる反応速度定数 v_d を改良した。既往の v_d では温度依存性のみを考慮していたが、EM の v_d では温度に加えてステンレス鋼中のケイ素濃度や気相中 Cs 濃度の依存性を組み込んでいる。図 1 は、気相中 Cs 濃度を考慮した場合の、EM により算出した Cs 化学吸着量に対する既往モデルにより算出した Cs 化学吸着量の相対値を示す。既往モデルでは、気相中 Cs 濃度によっては 10 倍程度の過小/過大評価となることが分かった。この結果から、Cs 化学吸着の EM により、より正確な炉内 Cs 化学吸着量・分布評価が期待できる。今後は、SAMPSON 等の SA 解析コードにモデルを組み込み、福島第一原子力発電所事故時の炉内 Cs 化学吸着量・分布評価を行っていく。

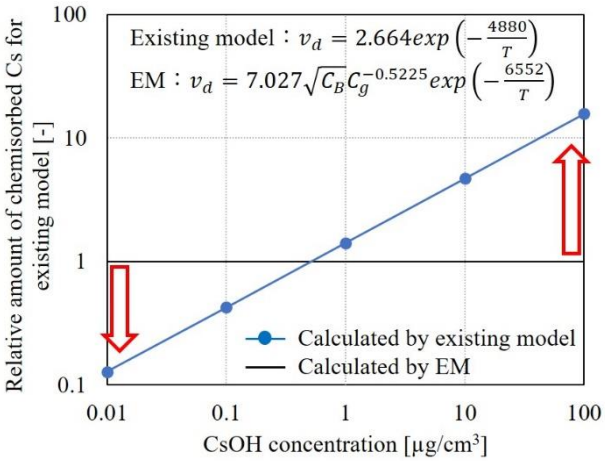


図 1　EM による Cs 化学吸着量算出値に対する既往モデルによる Cs 化学吸着量算出値の相対値

参考文献

[1] B. R. Bowsher, et al., AEEW-R 1863, (1990)　[2] K. Nakajima, et al., Proc. ICONE27, Japan, (2019)

*Eriko Suzuki[1], Kunihisa Nakajima[1], Shunichiro Nishioka[1], Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Junpei Imoto[1], Jiazhan Liu[1], Hidetoshi Karasawa[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]JAEA

ソースターム評価手法の高度化に向けた核分裂生成物化学挙動データベース ECUME の開発
(3) 熱力学データセット

Development of fission product chemistry database ECUME for improved source term estimation method
(3) Thermodynamic dataset

*中島 邦久[1]，鈴木 恵理子[1]，西岡 俊一郎[1]，三輪 周平[1]，堀口 直樹[1]，井元 純平[1]，
劉 家占[1]，唐澤 英年[1]，逢坂 正彦[1]
[1]原子力機構

核分裂生成物化学挙動データベース ECUME の熱力学データセットには、セシウムとホウ素やケイ素との化合物等の熱力学データを収納している。これにより、炉内高温領域におけるセシウム化合物の化学形態や割合、鋼材に化学吸着したセシウムの再蒸発挙動をより正確に評価することが可能となる。ECUME をシビアアクシデント解析コード等へ適用することにより、核分裂生成物の放出移行挙動に影響を及ぼす化学挙動を考慮できるようになり、ソースターム評価手法の高度化への貢献が期待される。

キーワード：セシウム，熱力学，ケイ素，ホウ素

1.熱力学データセット概要

セシウム（Cs）化合物の揮発特性や構造材との化学反応による固着性は化合物の種類によって大きく異なるため、軽水炉シビアアクシデント（SA）時の Cs の放出移行挙動評価には、Cs 化合物の化学形態や割合に関する情報が不可欠である。特に、SA 時に化学平衡が成立するような炉内高温領域では、熱力学的な解析手法が Cs 化合物の化学形態や割合の決定に有効となる。現行 ECUME の熱力学データセット（TD：ThermoDynamic dataset）には、SA 時の Cs の主な化学形の一つと考えられている気体ホウ酸セシウム $CsBO_2$(g)や、気体水酸化セシウム CsOH(g)と鋼材との化学吸着により生成する固体ケイ酸セシウム $CsFeSiO_4$(s)等の熱力学データが整備されている。

$CsBO_2$(g)の熱力学データについては、高精度な $CsBO_2$ の平衡蒸気圧データを取得することで不確かさを 5%以上から 1%程度まで低減している[1]。一方、$CsFeSiO_4$(s)等の測定値の無い熱力学データについては、絶対 0 度付近から室温近くまでの低温熱容量測定データや第一原理計算等を用いて評価している[2]。

2. 熱力学データセット適用の効果

図 1 に一例として福島第一原子力発電所（1F）1 号機事故条件を想定した条件下での化学平衡計算結果を示すが、本 TD に収納された $CsBO_2$(g)の熱力学データを用いることで、これまでよりも Cs 化合物の化学形態や割合を 5 程度精度よく評価できるようになった。一方、$CsFeSiO_4$(s)等の熱力学データを新たに整備することで、鋼材に化学吸着した Cs の再蒸発挙動[3]を定量的に評価できるようになった。

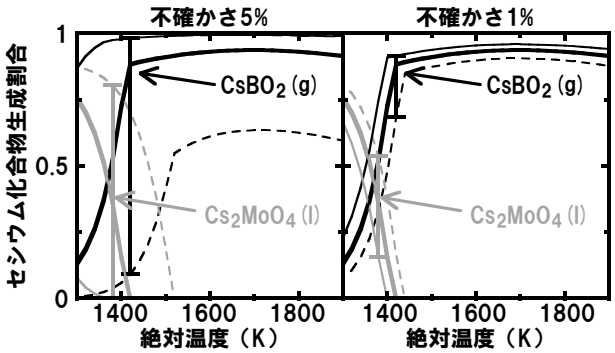


図 1 1F1 号機事故条件(H_2/H_2O=0.1)下での Cs 化合物生成割合(g：気相、l：液相)

3. 結言

これまで化学挙動の取扱が不十分であった SA 解析コード等に対して ECUME に基づくモデル、例えば、低温領域に至るまでの Cs 化合物の化学形態や割合、また様々な化学条件を考慮可能な構造材への化学吸着モデル等を適用することにより、SA 時の Cs の放出移行過程における化学挙動をシミュレーションすることができるようになり、ソースターム評価手法の高度化への貢献が期待される。

参考文献

[1] K. Nakajima, Mass Spectrom (Tokyo) (2016) S0055. [2] F. Miradji et al., Proceedings of ERMSAR2019. [3]中島他、原子力学会 2018 年春の年会[2M12]

* Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Shunichiro Nishioka[1], Shuhei Miwa[1], Naoki Horiguchi[1], Junpei Imoto[1], Liu Jiazhan[1], Hidetoshi Karasawa[1] and Masahiko Osaka[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

Na プール中の希ガス気泡内 Cs エアロゾルの除去機構に関する解析検討

Analytical study on removal mechanisms of cesium aerosol from noble gas bubble in sodium pool

*宮原　信哉[1]
[1]福井大学・附属国際原子力工学研究所

希ガス気泡が Na プール中を上昇する際の気泡内 Cs エアロゾルの慣性沈着、重力沈降、ブラウン拡散による除去効果を、気泡上昇に伴う気泡形状変化と気泡膨張を考慮した運動方程式と共に扱うプログラムを作成し、初期気泡径やエアロゾル粒子径等をパラメータとした感度解析を行って除染係数の影響因子を抽出した。

キーワード：希ガス気泡，セシウム，エアロゾル，ナトリウムプール，除染係数

1. 緒言

Na 冷却高速炉の燃料破損時に冷却材 Na 中に放出される希ガス気泡には I や Cs 等の揮発性 FP が含まれ、Na プールを上昇中に気泡内から除去されると想定される。I については、I_2 蒸気の除去機構を実験と解析の両面から検討した[1],[2]が、本報では CsI エアロゾルとして気泡に含まれる場合の除去機構を解析により検討したので報告する。

2. 感度解析

2-1. 計算モデル

Na プール中を上昇する気泡の挙動は、気泡形状とドラッグ係数の関係[3]を考慮した運動方程式と水頭圧変化に伴う気泡膨張に関する L. Rayleigh の式[4]を組み合わせて解いた。気泡内エアロゾルの慣性沈着、重力沈降、ブラウン拡散による減衰は、N.A. Fuchs による気泡が単位距離を上昇する間の減衰割合である減衰係数[5] α_{ID}、α_{SD}、α_{BD} を用いて計算し、結果は除染係数：DF で表した。

表１　パラメータと範囲

パラメータ		基準ケース	
初期気泡直径（cm）	1	3	5
Na液深（m）	3	5	8
エアロゾル粒子直径（μm）	1	5	10
エアロゾル粒子密度（g/cm^3）	1	3	5
エアロゾル濃度（g/m^3）	1．56	15．6	156
Na温度（℃）	400	500	600

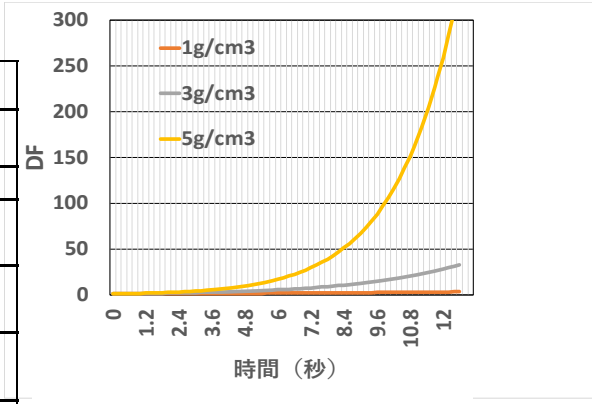


図１　エアロゾル粒子密度の効果

2-2. パラメータと範囲

気泡挙動及び CsI エアロゾル除去挙動に影響すると考えられる初期気泡直径、Na 液深、エアロゾル粒子直径、エアロゾル粒子密度、エアロゾル濃度及び Na 温度の 6 種類とした。範囲と共に表 1 に示す。

2-3. 解析結果

初期気泡直径については小さい程、Na 液深、エアロゾル粒子直径、エアロゾル粒子密度については大きい程、DF が大きくなった。Na 温度の影響は小さく、エアロゾル濃度については DF への影響は見られなかった。代表的な結果として、エアロゾル粒子密度をパラメータとした場合の DF の時間変化を図 1 に示す。

3. 結論

DF に大きく影響する因子として、初期気泡直径、Na 液深、エアロゾル粒子直径、エアロゾル粒子密度を抽出した。エアロゾル濃度の効果については、エアロゾル凝集効果を考慮することで粒子直径の影響が顕著に表れると推測されるため、気泡内でのエアロゾル凝集モデルを追加して更なる解析を実施する。

参考文献

[1] S. Miyahara, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol.33, No.2, 1996. [2] S. Miyahara, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol.33, No.3, 1996. [3] R. Clift, J.R. Grace, M.E. Weber, “Bubbles, Drops and Particles,” Academic Press (1978). [4] L. Rayleigh : Phil. Mag., Vol.34, p.94 (1917). [5] N.A. Fuchs, “The Mechanics of Aerosols,” Pergamon Press (1964).

*Shinya Miyahara[1], [1]Univ. of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering

空気条件におけるヨウ素沈着物の再揮発現象に係る解析的検討

Analytical study for remobilization of iodine deposits under air condition

*塩津　弘之，伊藤　裕人，杉山　智之、丸山　結

原子力機構

VERDON-2 実験で確認された空気混入条件でのヨウ素沈着物の再揮発現象を明らかにすることを目的に、平衡を仮定する化学反応モデルを有する VICTORIA コードによる解析を実施した。その結果、酸素濃度の増加による酸化還元反応で沈着物中のヨウ素が I_2 として再移行する可能性があることが分かった。

キーワード： ヨウ素，再移行，空気条件，シビアアクシデント, VERDON-2

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）晩期のソースターム（ST）評価において、配管等へ沈着・吸着した核分裂生成物（FP）の再移行挙動を理解することは重要である。沸騰水型軽水炉 SA で想定される空気混入条件の FP 沈着物への影響を評価した仏 CEA の VERDON-2 実験では、水蒸気条件で沈着したヨウ素（I）が空気条件下で優位に蒸発し再移行することが示された[1]。しかしながら、同現象の反応機構は明らかにされておらず、現状の ST 評価には十分に活用されていない。そこで本研究では、一般的な化学モデルである化学平衡論に基づく FP 移行挙動解析コード VICTORIA[2]を用いた VERDON-2 実験解析を実施し、空気雰囲気条件での沈着物 I の再移行に係る反応機構を推定した。

2. 実験概要・解析手法

VERDON-2 実験では、加熱炉と温度勾配管（TGT）から成る装置体系において、MOX 燃料を加熱することにより FP の放出・移行挙動を評価している。さらに複数の TGT を実験過程毎に切り替える（水蒸気雰囲気：TGT-1 及び 2→空気雰囲気：TGT-2 及び 3）ことで、各雰囲気条件の影響を推定している。解析では全 18 分割（加熱炉：1、接続部位：1、TGT：16）から成る体系で、水蒸気雰囲気の沈着傾向を保持する TGT-1 と水蒸気及び空気雰囲気の沈着傾向を示す TGT-2 までの実験過程を模擬した。

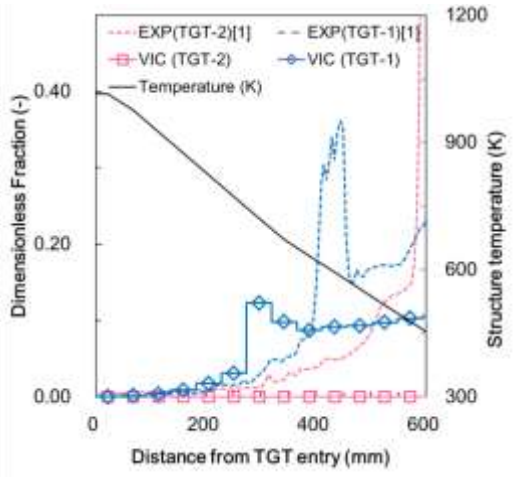


図 1 TGT1(水蒸気)及び TGT2(水蒸気→空気)での I 沈着分布

3. 結果・考察

水蒸気雰囲気（TGT-1）の I 沈着傾向に係る傾向（図 1）は、ピーク位置のズレはあるが沈着開始位置について実験と解析結果で一致した。これは沈着・壁面凝縮に係るモデルが不十分ではあるが、移行化学種特有の凝縮温度を再現できたことを示している。また、実験で見られた TGT-1 及び TGT-2 間での I 沈着ピークの減少傾向について、本解析でも同様の傾向が再現され水蒸気雰囲気で沈着した I が空気混入によって再移行することが示された。解析結果の分析によると水蒸気雰囲気での沈着物 I は、ヨウ化セシウム（CsI）であり、空気混入時に分子状ヨウ素（I_2）へ化学変化（酸化反応）し再移行することが分かった。この酸化反応は、CsI 中の対イオンである Cs の安定な化合物であるモリブデン酸セシウム（Cs_2MoO_4）の生成が鍵となっており、沈着物中の酸化モリブデンと共存する場合でのみ有効であることが示唆された。

参考文献

[1] A. Gallais-During et al., Ann. Nucl. Energy, 101, 109-117, 2017. [2] N. E. Bixler, NUREG/CR-6131,1998.

本件は、原子力規制庁受託「平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業」の成果である。

*Hiroyuki Shiotsu, Hiroto Ito, Tomoyuki Sugiyama and Yu Maruyama

Japan Atomic Energy Agency

General Meeting

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[1G_GM] 「原子力安全部会」第22回全体会議

[1G_GM] General Meeting

General Meeting

[1G_GM]「原子力安全部会」第22回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[1G_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Safety Division

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[1G_PL] Issues and future tasks related to the evaluation of source terms

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[1G_PL01] Severe accident analysis and source terms

*Mitsuhiro Kajimoto[1] (1. NRA)

[1G_PL02] Unexplained point of Fukushima Dai-ichi accident related to source terms

*Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

[1G_PL03] Issues on safety research related to source terms

*Hideo Nakamura[1] (1. JAEA)

2019年秋の大会

原子力安全部会セッション

ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み
Issues on Source Term Evaluations and Future Researches & Development

（1）過酷事故解析とソースターム

(1) Analysis of Accident Progressions and Source Terms for Severe Accident Conditions

*梶本光廣[1]，星　陽崇[1]
[1]原子力規制庁

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災の際、東京電力福島第一原子力発電所の 1 号から 3 号までが炉心損傷に至り、多量の放射性物質が原子炉施設から放出[1)]されるという、重大な事故が発生した（以後、「福島原子力発電所事故」）。このような重大事故時の放射性物質挙動については、1979 年に発生した TMI-2 事故[2)]以後、シビアアクシデント研究及び確率論的リスク評価（PRA）の研究の相互補完によって、多くの知見が蓄積されてきた。この領域でいう「ソースターム」とは、放出される放射性物質の種類、性状、放出開始時期、放出継続時間等を総称のことである。放出先が「大気中」の場合が一般的であるが、「格納容器」等の場合もある[3)]。

本稿では、重大事故に至る種々の事故シーケンスのソースターム評価及び安全性評価等への適用の現状並びに今後の課題についてふれる。

2.ソースターム評価に関する研究

2-1. シビアアクシデント時の放射性物質挙動に関する研究

シビアアクシデント時の放射性物質挙動を、模式的に **Figure 1.**に示す[4, 5)]。事故時に燃料から放出されたエアロゾル状及びガス状の放射性物質は、原子炉冷却系内で沈着すると共に、一部は破断口や逃し安全弁を経由して、格納容器系へ移行する。格納容器内では、沈降及び凝縮等の自然沈着、格納容器スプレイ及び圧力抑制プールなどの工学的安全設備によって雰囲気中から除去される。ソースタームの検討において、事故時の放射性物質挙動の把握が重要である。これらの解析モデルの多くは 1970 年代から 1990 年代半ばまでに実施された試験の結果を利用して検証された。

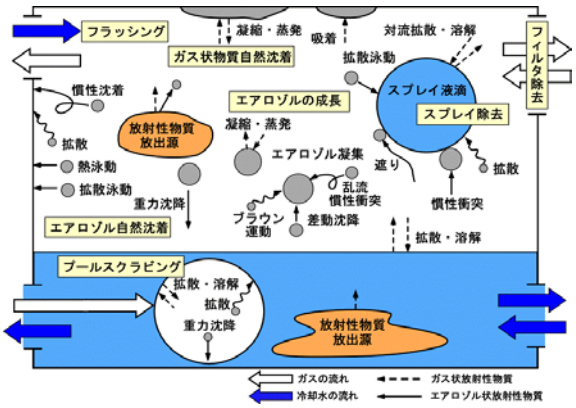


Figure 1. Radionuclide Behavior under Severe Accident Conditions (ref. 4, 5)

(1) 自然沈着及び工学的安全設備による除去

事故後、事故緩和系の機能喪失や運転員による復旧操作に失敗すると、炉心損傷に至る。炉心損傷後の早期には、燃料から Kr-Xe、I、Cs などが放出される。難揮発性の Sr 等は、炉心温度がかなり高温になるまで燃料内に留まる。このように、事故の進展に伴って雰囲気中の放射性物質の組成が変化するなかで、大部分はエアロゾル化して構造物表面に沈着する。

気体状放射性物質は、構造物又はエアロゾル表面で蒸気圧に応じて凝縮・蒸発したり、構造物表面に吸着する。エアロゾル状放射性物質は、拡散、熱泳動、拡散泳動、重力沈降、慣性衝突等によって構造物表面に沈着する。その際、沈着速度は粒子径に依存する。

*Mitsuhiro Kajimoto[1], Harutaka Hoshi[1]
[1]Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA)

PWR の加圧器逃しタンク、蒸気発生器及び BWR の圧力抑制プールでは、プール・スクラビングによる気体状及びエアロゾル状放射性物質の除去が期待できる。また、格納容器スプレイが作動する状況であれば、格納容器に浮遊する気体状及びエアロゾル状放射性物質の除去が期待できる。

(2)事故晩期の放射性物質挙動

事故緩和系の作動や運転員の回復操作にもすべて失敗すると、溶融した燃料・構造物の一部は原子炉（圧力）容器を貫通して、格納容器内に移動する。このような事態に至ると、a)格納容器内に流出した燃料からの放射性物質放出に加えて、b)原子炉冷却系の構造物に沈着した放射性物質が蒸発して原子炉（圧力）容器の破損口から格納容器雰囲気中に放出される [3]。

シビアアクシデント条件下での放射性物質挙動において、エアロゾル状の放射性物質の解析の基盤はかなり確立されてきた。しかしながら、化学反応による化学形態の変化や揮発性化合物の形成など、解析上で不確実さが大きな現象の解析モデル及び検証のためのデータの蓄積が重要である。

2-2. 確率論的リスク評価（PRA）に関する研究

1990 年代の初めには、シビアアクシデント研究と確率論的リスク評価の研究の成果とが相互補完できるようになり、事故シーケンスグループの検討が飛躍的に進んだ [5]。これらの成果は、日本原子力学会の PRA 実施基準にも反映されている。

(1) 事故シーケンスグループのソースターム

BWR-5 Mark-II 原子炉施設のソースタームの解析結果を **Figure 2.**に示す。横軸は炉心損傷開始から格納容器過圧破損に至るまでの時間である。縦軸は、それぞれの事故シーケンスの大気中への放出割合を示している。なお、格納容器の破損箇所を、ドライウェル、圧力抑制プール気相部及び圧力抑制プール液相部とした場合の解析結果を、まとめて示している。

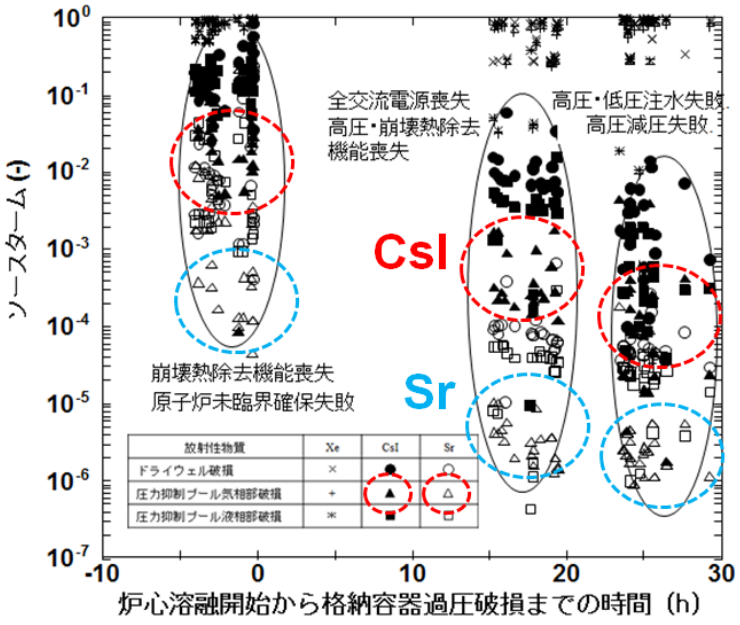


Figure 2. Accident Sequence Groups & Source Terms (ref.5)

高圧系及び低圧系による炉心注水が失敗すると早期に炉心損傷に至る（高圧・低圧注水失敗、高圧・減圧失敗）。その後、事故緩和系の復旧操作等が失敗すると、原子炉圧力容器破損、格納容器破損に至る。

全交流電源喪失では、非常用バッテリーが有効な期間までは、蒸気駆動の隔離時冷却系によって炉心に注水可能である。このため、炉心損傷開始から格納容器破損に至るまでの時間が高圧・低圧注水失敗と比べて短い。

崩壊熱除去機能喪失や原子炉未臨界確保失敗では、格納容器が破損した後に炉心損傷に至る。このため炉心損傷開始から格納容器破損に至るまでの時間が、便宜上で負値になっている。

(2)ソースタームの特徴

Fig. 2 において破線丸印を付しているのは、圧力抑制プール気相部が破損した場合のソースタームである。この場合は、大気中へ放出されるまでに圧力抑制プールでのプール・スクラビングによって放射性物質が除去されるため、他の破損箇所と比べて、ソースタームが小さい。ただし、圧力抑制プールにおける放射性物質の除染係数（DF）をみると、崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンスグループでは、圧力抑制プ

ールが飽和状態に近いため、プール・スクラビングによる放射性物質の除去効率が低下する。

炉心損傷開始から格納容器破損までの時間が長いほどソースタームが小さくなる傾向は、格納容器雰囲気に浮遊する放射性物質がエアロゾルの性状であり、かつ、自然沈着に寄与する時間が長いことによる。

Fig. 2 の CsI に着目すると、同じ事故シーケンスグループのソースタームは 1 桁程度の幅に収まる。ただし、同じ事故シーケンスグループであっても、破損箇所が異なるとソースタームは桁で相違する。このように、ソースタームの不確実さ幅を分析する際には、条件の相違を十分に把握しておくことが重要である。これを区別しないで一括して不確実さ伝播解析をすると、不確実さの幅が不当に大きくなる。

(3) レベル 1 PRA とのインターフェイス

確率論的リスク評価のレベル 2（ソースターム頻度）において、**Fig.2** のようなソースタームのプロファイル及びその頻度を導くためには、レベル 1 PRA（炉心損傷頻度）の結果を、事故シーケンスグループ毎に集約するためのインターフェイス（プラント損傷状態の分類）が重要である。

3. 安全評価等へのソースターム指標の適用

(1) 安全評価等とソースターム

原子炉施設の安全評価では、周辺監視区域や敷地境界近傍の線量が一つの指標になっている。例えば、日本の安全評価の「事故」の判断基準の一つは線量である。この線量を計算するためには、原子炉施設から大気中へ放出される放射性物質の種類、性状、放出開始時期、放出継続時間といった、いわゆるソースタームの評価が必要である。**Figure 3.**に、「事故」及び「重大事故」におけるソースターム評価の位置づけを示す。

安全評価の「事故」のソースターム評価では、格納容器への放出量や放出期間（瞬時放出）等に大きな保守的を見込んでいる。これに対して米国 NRC は、TMI-2 事故後の研究成果を反映して、事故の進展に応じて格納容器への放出率が変化する等の格納容器へのソースタームを考案し、安全評価で適用できるように変更した [3]。

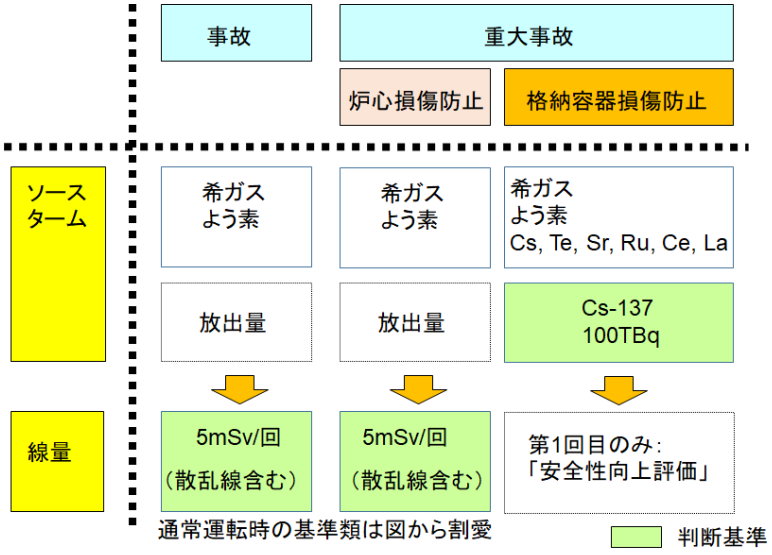


Figure 3. Criteria for Safety Evaluation

日本においては、福島原子力発電所事故後の新規制基準の適合性審査において、重大事故の中で Cs-137 の放出量が 100TBq を下回るというソースタームの情報を判断基準にしている（**Fig. 3**）。現在、新規制基準に適合した PWR 型原子炉施設の Cs-137 の放出量はいずれも数 TBq である。なお、重大事故の線量については、新規制制度の「安全性向上評価」の一環として、第 1 回目の評価の際に公表することになっている。

今後も安全評価等におけるソースターム評価の保守性のあり方や指標を、継続して検討することが重要である。

(2) 安全性向上評価とソースターム

新規制制度の「安全性向上評価」では、確率論的リスク評価のレベル 2PRA の中で、ソースタームの超過発生頻度を評価する。レベル 2PRA のソースターム評価は、最適評価手法を適用して平均値及び不確実さ幅を評価することが必要である。これらの評価結果が蓄積すると、原子炉施設のソースタームプロファイルが明らかになり、全体を俯瞰したソースターム低減策の検討に役立つ。

レベル 2PRA のソースターム評価では、格納容器イベントツリーで分類される事故シーケンスのすべて

についてソースタームを計算する。事故シーケンスをグループ化する等のアプローチを適用しても、シビアアクシデント総合解析コードによる事故進展及び放射性物質挙動の解析が最小限必要である。

このシビアアクシデント総合解析コードについて、最新知見に基づく解析モデルを導入して、最新の試験結果による検証を継続することが必要である。

(3)ソースターム指標の安全規制への適用例

ソースタームの指標は、防災や安全目標等への適用に加え、ソースターム頻度による安全重要度評価等、様々な応用分野がある。

a) 平成30年度第36回原子力規制委員会（平成30年10月17日）において、事前対策において備えておくことが合理的であると考えられる事故は、「Cs-137の放出が100TBqに相当するもの」とされ、ソースタームが指標の一つになっている。

b) また、原子力規制委員会の安全の目標の議論においては、「Cs137 の放出量が100TBq を超えるような事故の発生頻度は、100 万炉年に1回程度を超えないように抑制」となっており、ソースタームが指標になっている。

4. おわりに

ソースタームは、1970 年頃から現在に至るまで、原子炉施設の規制基準や安全性評価の中で検討されてきた。ソースタームは、事故時の緩和設備の種類・性能及び操作等の原子炉施設の固有の性能を表しており気象条件などの影響が少ない等、安全評価等における利点がある。

このため、現状でソースターム評価と強い関わりがある安全評価、安全性向上評価、防災、安全目標等の分野について、これまでの技術知見を集約して課題をさらに精査し、基準類整備、技術開発及び基礎・知見提供の活動に反映することが望まれる。

参考文献

1) 星　陽崇、JNES-RE-2011-0002 (2011).
2) M. Rogovin, et al., NUREG/CR-1250 (1980).
3) L. Soffer, et al., NUREG-1465 (1995).
4) 梶本光廣、日本原子力学会誌、Vol.48, No.8, 571(2006).
5) 例えば、M. Kajimoto, et al., OECD/NEA, CSNI Report No.176, 525(1990).

2019年秋の大会

原子力安全部会セッション

ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み
Issues on Source Term Evaluations and Future Researches & Developments

(2)ソースタームに関連する福島第一事故の未解明点

(2) Unresolved Issues on Fukushima Daiichi Accident associated with Source Term Evaluations

*山本　章夫[1]
[1]名古屋大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故においては、大量の放射性物質(ソースターム)が環境中に放出された。本稿では、以下の情報源を元に、ソースタームに関連する福島第一事故の提言及び未解明点を整理し、今後取り組むべき課題を整理する。

(1)日本原子力学会、「福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言: 学会事故調 最終報告書」(2014 年 3 月)　第 8 章「事故の根本原因と提案」(以下、学会事故調報告書)

(2) 日本原子力学会　福島第一原子力発電所廃炉検討委員会、「福島第一原子力発電所事故：未解明事項の調査と評価」[1)](以下、未解明事項報告書)

なお、学会事故調最終報告書の「提言」については、廃炉検討委員会において、提言への取り組み状況のフォローアップ調査が行われており、その結果が報告書に取りまとめられている[2)]。

2. 学会事故調報告書

2-1. ソースタームに関連する提言の概要

学会事故調報告書では、5 分類 50 項目にわたり、原子力安全確保に関する幅広い提言が行われている。これらのうち、ソースタームに関連すると考えられる提言を以下にまとめる。

提言 II －直接要因に関する事項－
(3) 緊急事態への準備と対応体制の強化
① 事業者と地方自治体の連携スキームの確立
・情報が少なく不確実さが大きい初期の危機管理の段階では、事業者と地方公共団体が連携し、施設の状態に関してあらかじめ決められた判断基準に基づいて、決められた手順で放射性物質の環境放出前に迅速に緊急防護措置を実行していくスキームを確立するべきである。
② 関係者の役割分担の明文化
・国、地方公共団体、事業者などの関係者は、あらかじめ緊急時におけるオンサイト、オフサイトの役割と責任の分担を協議・決定のうえ明文化すべきである。その際、オンサイトは事業者が、オフサイトは地方公共団体が責任をもって対応し､国はそれらを支援することを原則とすべきと考える。
④ 放射性物質の拡散解析
・SPEEDI などによる放射性物質拡散解析情報については、事故初期の避難などには活用できないなどの限界を理解したうえで、その取扱い方法を明確化するべきである。

*Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

1) 日本原子力学会　福島第一原子力発電所廃炉検討委員会　「福島第一原子力発電所事故:未解明事項の調査と評価」、2018 年 1 月 http://www.aesj.net/activity/activity_for_fukushima/public

2) 日本原子力学会　福島第一原子力発電所廃炉検討委員会　「学会事故調最終報告書における提言への取り組み状況（第 1 回調査報告書)」、 2016 年 3 月 http://www.aesj.net/activity/activity_for_fukushima/public

⑥放射線防護への対処能力強化
・原子力防災に特有の放射能対策に関しては、すべての事故対応にあたる者が放射線防護の原理と被ばく影響に対する知識を十分にもつようにするとともに対処能力を高めるべきである。

(4) 原子力安全評価技術の高度化
① 確率論的リスク評価技術の活用
・自然現象に対する予測の質を高めるため、自然現象の不確かさやプラントシステムの耐性の不確かさを考慮する確率論的リスク評価の活用に優先的に取り組むべきである。
② 最先端計算機性能を活用した数値計算技法の活用
・耐震解析や津波伝播と遡上解析については、常に最先端計算機性能を活用した数値計算技法を活用する方向を目指すべきである。一方で、自然現象の複雑さと我々のもつ知見の限界を認識し、シミュレーション技術の検証と適切な運用を心がけるべきである。
③ 安全評価技術の課題や限界の正しい認識
・シミュレーションやリスク評価は、その適用にあたっての課題や限界を正しく認識することによって、安全評価に有用に活用することができる。これらを積極的に活用しつつ、さらにその技術に関して、完成度を高める努力、新しい知見を収集する活動、品質を確保する取組みを産官学が協力して進めるべきである。

提言 IV　―共通的な事項－
(1) 原子力安全研究基盤の充実強化
① 安全性向上の駆動力
・原子力に関する安全研究は、安全に対するアプローチを俯瞰するための理解を深め、多様な安全向上のためのソフト、ハードの継続的な高度化を進めるための駆動力となるべきである。
②人材の維持、育成
・安全研究は高度な原子力人材を維持、育成するためにも重要であって、国際的な協力を進めつつ、真摯に取り組むべきである。

2-2. 提言から示唆される今後の取り組み

ソースタームの評価手法自体に直接言及している提言は少ないものの、ソースタームに関連する提言が述べられている。「提言 II －直接要因に関する事項－ (3)緊急事態への準備と対応体制の強化」においては、SPEEDI の限界及びソースターム評価及び大気拡散計算結果の不確かさについての知識を十分に持つことの重要性を指摘している。「提言 II －直接要因に関する事項－ (4)原子力安全評価技術の高度化」については、ソースターム評価を含む安全評価技術の高度化の重要性を示しているとともに、解析に伴う不確かさの理解と取り扱いについての注意喚起をしている。「提言 IV　―共通的な事項－(1) 原子力安全研究基盤の充実強化」においては、ソースターム評価など基盤研究と、関連する人材育成の重要性を指摘している。

3. 未解明事項報告書

3-1. ソースタームに関連する未解明事項の概要

未解明事項報告書においては、73 項目の「未解明事項」について、報告書発行時までに得られた知見を整理している。これらのうち、ソースタームに関わる項目は以下の通りである。番号は、未解明事項報告書の整理表の番号である。また、未解明事項報告書では、各未解明事項について「A 合理的な説明がなされていると判断されるもの」、「B 重要でないと考えられるもの」、「C これ以上の調査が困難と判断されるもの」、「D 重要であり、今後も継続した検討が必要と考えられるもの」という分類に基づく評価を行っており、この評価結果についても合わせて示す。評価の詳細については、未解明事項報告書を参照頂きたい。

11. 溶融燃料の性状と炉心下部への移行挙動。(D)
12. 燃料の損傷状況，溶融および落下した燃料デブリの圧力容器内および格納容器内の分布状況。(D)
14. 圧力容器および制御棒駆動機構を含む炉心内構造物および圧力バウンダリの損傷状況。(D)
15. D/W，ペデスタル，S/C の損傷状況。(D)
16. 格納容器からの気相（水素・蒸気含む）の漏えいメカニズムおよび漏えい経路。また，漏えい量の時間的変化。(D)
17. 格納容器からの液相の漏えいメカニズムおよび漏えい経路。また，漏えい量の時間的変化。(D)
18. 気相として格納容器から原子炉建屋，さらに環境中に放出された放射性物質の量と時間変化，化学形態。(D)
19. 液相として格納容器から原子炉建屋，さらに環境中に放出された放射性物質の量と時間変化，化学形態。(D)
20. 格納容器から放出された希ガスの放出率および拡散方向と希ガスによる被ばく線量。(C)
21. ウエットベント時の S/C における放射性物質除去性能。(D)
22. 放射性物質の放出とモニタリング結果で見られる大きな放射線量のピークの関連,特に3 月 15 日 10 時頃，3 月 15 日 23 時頃，3 月 16 日 11 時頃の大きなピークの原因，および 3 月 20 日前後のピークの原因。(A/D)
32. 正門付近での中性子の検出。(D)
40. RPV, 格納容器の内圧および温度などのプラントパラメータの変化とモニタリングポスト指示値の変化の関係。(D)

3-2. 未解明事項から示唆される今後の取り組み

未解明事項報告書では、73 項目の未解明事項について評価をしており、その内訳は以下の様になっている。

A 合理的な説明がなされていると判断されるもの　：45%
B 重要でないと考えられるもの　：8%
C これ以上の調査が困難と判断されるもの　：4%
D 重要であり、今後も継続した検討が必要と考えられるもの　：43%

これまでに得られた知見で、合理的な説明がなされていると考えられる項目が約半数ある一方、今後も継続した検討が必要とされる項目が約 4 割残っている。3-1 節で示したソースターム関連の未解明事項は、その多くが D との評価になっており、今後も継続した検討が必要とされる課題の多くを占めている。

ソースターム関連の課題は、原子炉建屋、格納容器、原子炉容器内部の調査の進捗により、明らかになっていくものと期待でき、廃止措置作業の着実な進捗が望まれる。なお、廃止措置作業にあたっては、「未解明事項」に関する新たな知見が得られるよう、作業計画の立案及び作業の進め方に留意が必要であることを改めて注意喚起しておきたい。

また、基礎的な項目として、建屋内の放射性物質の化学形態、移動挙動、S/C の DF など、基礎的な項目についても知見が十分でない領域があり、今後の継続的な取り組みが必要である。この点については、学会事故調報告書でも指摘されている。

4. まとめ

本稿では、学会事故調報告書の提言及び未解明事項報告書にまとめられた未解明事項をベースにして、ソースタームに関連する検討事項及び今後の課題を整理した。ソースターム評価は、基盤技術として研究・開発に取り組むことが重要であるとともに、その不確かさの理解、関連する人材育成などが重要となる。また、1F 事故のソースタームに関しては、未解明点が多く残っている。廃止措置に伴う炉内の調査に加え、基礎基盤的な知見の拡充も必要であり、今後の継続した取り組みが必要である。

2019年秋の大会

原子力安全部会セッション

ソースターム評価に関わる諸課題と今後の取り組み
Issues on Source Term Evaluations and Future Researches & Developments

(3) ソースタームに関連する安全研究の課題

(3) Research Subjects on Severe Accident Source Term

*中村秀夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. はじめに - ソースタームとは

ソースタームは、軽水炉事故時に放射性物質が大気放出に至る様々なプロセスを具体的に考慮した上で、個々のプロセスに固有の物理化学現象を詳細に検討し、それらを一連の現象として捉えて初めて理解が得られる極めて複雑な内容を包含している。そして、原子炉事故に伴う公衆への放射線影響の本質であって、環境放出を防止・極力低減させる技術の開発・有効性検証における中心的な評価指標でもある。

本稿ではソースタームについて、梶本らによる前稿(2)での解釈「放出される放射性物質の種類、性状、放出開始時期、放出継続時間、等の総称」を基に、主にオンサイトでのソースタームに焦点を当て、安全研究の現状と今後の課題について整理を試みる。その際、そもそも安全研究は、安全に第一義的責任を負う事業者が、安全の確保と信頼性向上に向けて成果の有効性検証を含めて行う技術の R&D も含むため、規制、産業界、国際機関、学術界等によって国内外で行われる多様な研究や活動の概観を試みた。

2. ソースタームに関わる安全研究について

2-1. ソースターム研究の範囲と安全研究の計画について

原子力発電所の安全機能「止める」「冷やす」「閉じ込める」のうち、「閉じ込める」が主にソースタームに関わる。ただし、軽水炉では冷却材にも放射性物質が含まれるため、関電美浜 2 号発電所での蒸気発生器伝熱管破断(SGTR)事故の様に、炉心が損傷しなくても微量の放射性物質が環境へ放出される場合がある。一方、放射性物質の大部分は「閉じ込める」機能を持つ燃料ペレットに蓄積するため、炉心の損傷後、燃料被覆管、原子炉容器、格納容器、原子炉建屋の順に「閉じ込める」機能が喪失すると大気放出に至る。安全研究では、それらの経路に特有の流動(液相と気相)と、その流動に随伴し、あるいは局所に止まる放射性物質の全ての挙動が考えられる。

ソースタームが関わる代表的な SA 現象では、炉心の損傷過程、FCI(溶融炉心の冷却材との反応)や MCCI(溶融炉心の格納容器床等コンクリートとの反応)等を含む溶融デブリの挙動、水素爆発、等々、局所や体系全体にわたる多様な物理化学反応の影響を受ける。梶本らの前稿(2)にも述べられたが、放射性物質の固化デブリから冷却水へのリーチング(溶出)等、安定冷却の達成後に長時間継続する現象もある。元来、SA 現象は超高温、高圧、多次元流動、境界条件の変化を伴う物理化学反応、強い放射線の影響等の厳しい条件で生じるが、ソースタームに関わる安全研究の検討では、目標とする特定現象を模擬する特殊な実験設備や計測の検討、適合する解析ツールの都度の開発を含む準備、経験者や関係機関との議論、ギャップアナリシスを含む研究課題と必要性の検討、等を含む周到な計画が行われる。その際、多様な個別現象やその相互連動等を、PRA 分析を含むコード解析等で予備検討し、例えば模擬溶融物を用いた模擬実験の実施と、計測データに基づく新たなモデル・相関式を組み込んだ SA 解析コードの実機適用性の現象スケーリング分析を含む検証を行って初めて、事故の全体を俯瞰した分析が可能になる。

---

*Hideo NAKAMURA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

2-2. ソースタームを評価する解析コードについて

アクシデントマネジメント(AM)による事故進展の防止､影響緩和､回復の各種操作の信頼性の確認には、事故進展と放射性物質の挙動を分析する数値解析コードが用いられ、その現象表現力と精度の確保が求められる。これにより、炉心は健全でも放射性物質の放出を伴う事故から多量の大気放出を伴うシビアアクシデント(SA)迄を一貫評価できる。このとき、考えうる全ての事故シーケンスを 1 つの評価モデルセットで分析する PRA には、実時間の何十倍も早く結果を得る解析コードを用いて、現実的な時間内での計算・分析が必要である。例えば、東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故では安定注水の達成迄に数日を要しており、高速演算の機能は不可欠である。このため日本では、集中定数(LP)型の解析コードとして THALES が開発された。米国 EPRI が開発して、主に産業界が 1F 事故分析に利用する MAAP コードも類似の性能を有する。なお、LP コードは解析体系の空間分解能および流動の模擬機能を思い切って単純・簡素化するため、本来は複雑な 3 次元非平衡流動に随伴するソースターム現象の表現力に劣る場合もあるが、溶融過程を含む炉心損傷を評価する専用モデルとソースターム解析用のモデル群がパッケージとして組み込まれている。これは、1979 年の TMI 事故以降、世界中で精力的に実施されてきた SA 研究の成果を整理・導入したものであり、コード毎に特有の性能を有するが、概ね類似のソースターム分析性能を有している。

一方、LP コードをはじめ、空間分解能の詳細度や流動の多次元・混相・非平衡の段階に応じて、RELAP4 コードを起点とする MELCOR(米国)、CATHARE コード等を基にした ASTEC(欧州)、RELAP5 コードを基にした SAMPSON(日本)等々、様々な SA 解析コードが開発されている。ただし、詳細度の増加と共に演算速度は低下し、例えば SAMPSON は実時間よりはるかに遅い。

ソースターム分析にはこのほか、局所の現象評価や特定核種の挙動評価等、サブルーチン的とも言える解析コードが開発されてきた。THALES コードも当初は、配管内流況を簡易に多次元模擬してソースターム評価する ART コードと連携して用いられ､現在の THALES-2 コードは､複雑なヨウ素化学を扱える Kiche コード等との連携により、分析性能の向上が図られている。なお、1F 事故時には 1 号、3 号、4 号の原子炉建屋で水素爆発が生じ、水素に随伴した放射性物質が一気に大気放出された。この様な現象の分析には上記の SA 解析コードのほか、格納容器内や原子炉建屋内の 3 次元流動の現実的評価が期待できる CFD コードが有利であって、解析性能の改善が進められている。

この様に、SA 評価はほぼ必然的にソースターム評価を伴い、SA 解析コードの利用・連携が不可分であって、安全研究は概ね、例えば規制庁｢軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発｣の様に、解析コードの独自開発ないし導入コードの改良と同時並行で、あるいは、それを念頭に進められている。

3. ソースターム研究の現状

国内外で行われるソースターム研究の主な例を概観する。ただし、現象の議論の詳細は割愛する。

3-1. 東京電力福島第一原子力発電所(1F)の廃炉に関連した研究

1F の廃炉に際しては、政府と東京電力が策定した中長期ロードマップに対応した取り組みが行われている。汚染水対策、使用済み燃料プール(SFP)からの燃料の取り出し、燃料デブリ取り出し、等の主要作業に資する情報の提供を行うソースターム研究として、MAAP や SAMPSON コードの解析精度向上による炉内状況の把握等が国際廃炉研究開発機構(IRID)とエネルギー総合工学研究所(IAE)により国際協力も交えて行われ、現在は「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発（廃炉・汚染水対策事業)」が実施される(｢廃炉研究開発情報ポータルサイト｣参照)。また、JAEA の廃炉国際共同研究センター(CLADS)では、燃料破損挙動の機構論的な解明、模擬デブリを用いた燃料デブリの特性評価、Cs の鋼材表面での化学挙動の研究、1F から採取されたサンプルの分析等、ソースターム評価に関係した基礎的な研究が行われている。

3-2. 個別のソースターム研究の例

(1) JAEA での取り組み

JAEA 安全研究センターでは､フランス CEA の VERDON-2 及び同-5 実験等のデータに基づき平衡計算(米国 VICTORIA2 コード等)による核分裂生成物(FP)化学形に関する予測精度の検証、平衡論と速度論を考慮

できる原子炉冷却系内 FP 化学解析コード CHEMKEq の開発、平衡計算で整備した FP 化学組成データベースに基づく代替統計モデルの構築及び同モデルを導入した THALES2 コードによる実機解析、等が実施されている。更に、気相中エアロゾルの除去(液相への移行挙動)に関する基礎的研究として、PONTUS 装置によるプールスクラビング実験及びARES装置によるスプレイスクラビング実験が行なわれると共に、CFDコードへ組み込むモデルの開発と性能検証用データを取得するため、大型の格納容器模擬試験装置 CIGMA による 3 次元の気相流動や混合挙動、格納容器冷却に関する詳細計測実験等が実施されている。

一方、原子力基礎工学研究センターでは、THALES-2、MAAP、SAMPSON の各 SA 解析コードの改良を目指して FP 化学に関する研究が進められている。例えば、CEA の VERDON 装置に類似の配管軸方向に温度勾配を設定可能な TeRRa 装置を用いて、種々の材料クーポンを内壁に装着した模擬配管内への CsI や B_2O_3 を随伴させた水蒸気流の流入による Cs に与える B の化学的影響の検討、壁面沈着した CsI へ還元雰囲気下で B 蒸気が及ぼす影響の検討、等が行われている。さらに、液滴表面へのエアロゾル沈着挙動や、エアロゾルの原子炉建屋内の移行と内壁への沈着挙動、Cs のケイ酸カルシウム材への吸着挙動、CsOH のステンレス鋼表面への化学吸着、等の模擬 FP の物理化学挙動に関する多様な研究が取り組まれている。

(2) 電力中央研究所での取り組み

電力中央研究所原子力リスク研究センター(NRRC)では、原子炉、格納容器、原子炉建屋ならびに SFP における SA 時の事故進展評価に用いる MAAP 等の解析コードの検証や改良、高度化が行われている。特に、モデルプラントを対象としたレベル 2 PRA の試行(ソースターム挙動に係る SOARCA(次項参照)レベルの評価)を目指して、現実的な FP 移行挙動評価手法の開発や SFP 熱流動評価手法の構築が進められている。例えば、格納容器に対しては緩和システムであるフィルターベント FCVS のモデル開発や SFP スプレイ冷却モデルの検証と高度化など多様な課題が、海外専門家のレビューを踏まえたロードマップに沿って取り組まれている。

(3) 海外の例

米国では特に TMI 事故以降、精力的に SA 研究が実施され、開発された SA コード MAAP と MELCOR の詳細なモデル比較「MAAP – MELCOR Crosswalk Phase 1 Study」が、EPRI、サンディア国立研究所(SNL)、NRC、DOE 等、関係者により 2014 年までに行われた。また、NRC は 2012 年までに MELCOR コードを用いた SA の最適評価(best estimate)として SOARCA 研究プロジェクトを行い、代表例としてサリー炉(PWR)とピーチボトム炉(BWR)での種々の SA シーケンスとソースターム(環境放出量)について現実的評価を行った。

3-3. 国際機関等を軸にした研究協力

OECD/NEA や欧州の SARNET/NUGENIA では、参加機関が個別に実施するソースターム研究を含む SA 研究の成果や計画を持ち寄り、研究の到達点や課題を俯瞰した報告書の作成と成果の共有、国際共同研究の場の提供により、参加機関による最新知見の獲得と共有等の活動をしている。

(1) 1F 事故に関わる国際共同研究

OECD/NEA の原子力施設安全委員会(CSNI)は 1F 事故直後から、技術的対応を行う事故の分析と管理ワーキンググループ(WGAMA)を中心に、事故情報の収集や安全性向上に向けた課題の抽出と具体策の検討に努めてきた。特に、1F 事故後の安全研究検討に関する上級専門家グループ(SAREF)を 2013 年末に立ち上げ、1F 事故から得られる安全研究課題及び 1F の安全な廃炉に必要な研究課題の抽出と順位付けを 2016 年迄に行った。一方、2012 年末に事故の進展を SA コードで解析する 1F 事故ベンチマーク解析 BSAF プロジェクト(8 カ国, 主催:JAEA)を開始し、2015～'18 年には格納容器外ソースタームを含む BSAF-2 プロジェクト(11 カ国, 主催:IAE)を実施した。これらは本年 1 月に「福島第一原子力発電所の原子炉建屋および格納容器内情報の分析」ARC-F プロジェクト(主催:JAEA)に引き継がれ、1) SA コード解析による 1F 事故の進展と放射性物質の移行挙動のより詳細な推定、2) 原子炉建屋や格納容器の内部調査等から得たデータ・情報の集約と管理、3) 残存課題の明確化と将来の長期プロジェクトの検討を開始した。また、CSNI は ARC-F に先行して「燃料デブリの分析に関する予備的研究」PreADES プロジェクトを、NEA 原子力科学委員会(NSC)は「福島第一原子力発電所の事故進展シナリオ評価に基づく燃料デブリと核分裂生成物の熱力学特性の解明に係る協力プロジェクト」TCOFF プロジェクトを、各々実施している(共に、主催:JAEA)。

(2) OECD/NEA 国際共同研究

OECD/NEA では TMI 事故以降、SA 時に環境放出を伴うソースターム評価における不確かさの低減を図るため、PWR の損傷炉心からの FP 放出を検討した OECD-LOFT プロジェクト(1983-'89)を皮切りに、ソースタームについて多くの国際共同研究が行われてきた。代表例は、カナダ AECL によるヨウ素挙動試験 RTF に基づいた BIP(2007-'14)、BIP と連関して行われたフランス IRSN による EPICUR 試験等を利用したヨウ素やルテニウムの挙動に関する STEM(2011-'19)、ドイツ GRS 等による格納容器内の多次元水素挙動やソースターム等に関する THAI(2007-'19)の各プロジェクトであり、概ね第 2 期以上継続されている。

OECD/NEA ではこのほか、各国で行われた代表的実験に対するベンチマーク活動が、国際標準問題(ISP)として行われてきた。ソースタームについては例えば、SA 模擬実験 PHEBUS FPT-1 による ISP-46、TOSQAN, MISTRA, THAI の形状等の異なる格納容器模擬装置の多次元水素挙動模擬実験等による ISP-47 等がある。

(3) 各国ないし EC による国際共同研究

フランス IRSN は、EC 及び EdF と共に PWR 模擬体系で損傷した照射済み核燃料からの FP 移行挙動に関する PHEBUS 実験を基にした PHEBUS FP 研究プログラム(1988-2010)を実施した。更に、ヨウ素化学、炭化ホウ素 B_4C 制御棒の影響、空中での燃料棒の過熱、高温での照射燃料からの FP 放出、の 4 種類の個別効果実験による国際ソースタームプログラム ISTP(2005-'10)を実施した。

スイス PSI は、PWR 蒸気発生器(SG)伝熱管が SA 時の高温・高圧で破損した際の FP 挙動に着目した ARTIST 実験プロジェクト(2003-'11)を実施した。

EC では、主催機関を IRSN とする SARNET が 2004 年から行われ、米国、カナダ、韓国、インドを含む 18 カ国 43 機関が参加している。ここでは、IRSN とドイツ GRS が共同して SA コード ASTEC を開発し、欧州での解析プラットフォームとして解析機能の改善が取り組まれている。また、SA 研究に関する欧州レビュー会議 ERMSAR が隔年で開催され、ソースタームを含む多数の研究発表が行われている。2019 年には、燃料損傷模擬実験、PHEBUS 実験解析、ヨウ素のスクラビング除去、液相中放射性物質評価上の不確かさ、Cs の化学吸着(JAEA)等 11 件がソースターム研究の成果として発表された。なお、SARNET は 2013 年に、Gen.-II と-III の炉を包括して扱う EU のプログラム NUGENIA に組み込まれた。

3-4. 原子力学会での検討

日本原子力学会では、ソースターム分野の研究者の減少に危機感が持たれ、2017 年に「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会が設立されて、FP 実験、ベンチマーク評価、技術課題抽出の 3 つの WG を通じた活動を開始した。同委員会はまず、フランス IRSN での PHEBUS FP プロジェクトの調査報告書に基づいた活動と FP 挙動に関する情報の共有を図ることで、新たな技術者集団の構築を目指した。更に、1F 事故時の FP 挙動について、従来技術では予測できなかったものの抽出と新たな技術課題の整理を試みた。PHEBUS FP 実験のベンチマーク解析活動等の成果は 2018 年 10 月、「事故時の核分裂生成物挙動解明への挑戦」として原子力学会誌に掲載され、更に、「福島第一原子力発電所の廃炉作業時に留意すべき核分裂生成物の影響評価」が、1F での FP 分布の検討の成果として同誌に掲載される予定である。

3-5. ソースターム研究の計画検討

SA 時のソースタームについては既に多くの成果が得られていることから、今後の研究課題とプライオリティの検討が行われており、ここに数件の例を紹介する。

(1) SARNET での検討

SARNET では 2013 年に欧州の専門家グループにより 1F 事故の検討を行い、ニーズと到達点とのギャップ分析に基づいた SARP と呼ばれる SA 研究課題の整理とプライオリティ付けが OECD/NEA の WGAMA 等国際機関の活動と協力しつつ行われた。更に、2017 年に再び NUGENIA TA2/SARNET の 15 の参加機関から専門家グループが選出され、2013-SARP の見直しが図られた。検討対象は、圧力容器内の事故進展、早期及び晩期の格納容器破損のリスク、FP 放出と移行挙動、使用済み燃料プールでの事故、炉計装、熱力学データベース等の 35 課題である。結果に大きな修正はなく、SA 後の長期マネジメントに関する数件の課題が加えられた程度であった。結果は 2019 年の ERMSAR に発表された。ソースタームに係る具体的な課題としては FP の放出や移行に係る現象について、ソースタームへの(放射線照射の影響等による)酸化雰

囲気の影響、高温化学の影響、格納容器内化学の影響等の 8 件が挙げられている。

(2) 原子力学会での検討の例

原子力学会では、熱流動部会、核燃料部会、水化学部会が研究ロードマップを作成している。このうち熱流動部会では 2013 年に SA に関する詳細な技術マップを完成し、同部会のホームページより「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017（熱水力 RM 2017）28 年度報告書」の一部として公開されている（http://www.aesj.or.jp/~thd/committee/TH-RM/TH-RM_r.pdf）。SA の進展に伴って現れる様々な SA 現象を素過程に分解して示し、それらに関する検討の到達点、解析コードやモデル開発等の現状とニーズや課題の分析に基づいたプライオリティ付け等が行われている。本ロードマップは現在、2020 年の春の完成を目指して改定作業が進められている。

4. おわりに ～ ソースターム研究の課題

ソースタームが関わる現象の理解と、より精確な評価に資する情報を提供する安全研究は、本稿に紹介した様に SA 研究と表裏一体で、かつ多様に進められてきた。TMI 事故から 40 年を経て、ソースタームが関わる現象の解明とモデル化も進められた。山本により前稿(1)に示された 1F 事故での未解明事項のうち、基礎的事項に挙げられる放射性物質の化学形態、移動挙動、S/C の DF（除染係数～スクラビングによる）についても取り組みが行われており、今後の成果が期待される。

一方で、OECD/NEA の BSAF プロジェクトでは、開発を経たはずの SA コードによる 1F 事故の解析結果に大きなばらつきが見られた。これは、過酷な条件で生じる SA 現象の理解には依然として不十分な点が多く、解析結果の不確かさを評価・是正する方法が確立されていないからでもある。これに対し、1F 事故現場からの情報を活かした OECD/NEA ARK-F プロジェクトをはじめフォローアップの努力により、今後も SA 現象の更なる理解や解析精度の改善が進められる。ただし、梶本らが前稿(2)に挙げている安全評価、安全性向上評価、防災、安全目標等、安全上の重要な検討分野の全てに対して、安全研究を通じて確実に実機適用性が図られることがポイントであり、チャレンジが期待される。

最後に、本稿の作成にあたり、研究の内容や計画、実施状況について、現場での最新情報を寄せていただいた SA とソースターム分野の研究者の方々へ、心より感謝を申し上げる。

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

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[1G08-11] RIA

Chair:Ayako Ono(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1G08] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)
(5)Progress and Overview

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

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1G09] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)
(6)Transient critical heat flux with 3 x 3 bundle heated rapidly at high pressure

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Atsushi Ui[1], Riichiro Okawa[1], Yuichi Sago[2], Kenichi Harada[2] (1. CRIEPI, 2. CHUBU Electric Power)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1G10] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)
(7)Development and Verification of A CHF Correlation for Hot Standby RIA

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

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1G11] A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)
(8)BWR RIA Analysis Using the Improved CHF Correlations at Hot Standby Condition

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

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（高温待機時 RIA）
（5）研究経過及び概要

A Study on The Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

(5) Progress and Overview

*原田 健一[1]，佐合 優一[1]，古谷 正裕[2]，土田 嗣美[3]，宮地 孝政[4]

[1]中部電力，[2]電中研，[3]GNF-J，[4]NFI

RIA 解析へボイド反応度フィードバック効果を導入するための適用性研究として，RIA 時の沸騰遷移（過渡限界熱流束）に関する研究に取り組んでおり、高温待機時の RIA 模擬 CHF 試験及び解析評価を実施した。本発表(5)では，研究の経緯及び概要について報告する。

キーワード： BWR，RIA，最適評価手法，ボイド反応度フィードバック，沸騰遷移，限界熱流束（CHF）

1. 緒言

BWR プラント再稼働後の安全性向上評価では，RIA 解析への 3 次元最適評価手法の導入と合わせて，非断熱計算に基づくドップラフィードバック及びボイド発生による核的な反応度フィードバックの考慮が必要となる可能性がある。また，将来の高燃焼度燃料では，RIA 時の破損しきい値の低下などにより RIA 解析における燃料エンタルピ評価結果の安全余裕が低下することから，ボイド反応度フィードバック効果の導入が必須となる見通しである。本研究は，RIA 時のボイド反応度フィードバック効果を 3 次元最適評価手法に適切に取り込むために必要な適用性研究の一環として，ボイド率に大きく影響する沸騰遷移（過渡限界熱流束）を判定する限界熱流束（CHF）相関式に着目し，低温時及び高温待機時の RIA 模擬 CHF 試験に基づく，現実的かつ信頼性の高い CHF 相関式を整備することを目的とする。

2. 研究経過

研究の全体計画を策定し、実機における低温時 RIA を想定した CHF 試験を実施した。試験データに基づく低温時 CHF 相関式を作成し、実機 RIA 解析への適用性を確認した。（2017 年秋の大会にて報告済）

3. 本発表の概要

3-1. 高圧条件下における急速発熱時の 3×3 バンドル過渡限界熱流束（本シリーズ(6)）

高温待機時の高圧条件下で急速に直接通電加熱される 3×3 バンドル試験を行った。また，パラメータ試験を実施して，圧力及び入口流速が過渡限界熱流束に及ぼす影響を把握した。

3-2. 試験データに基づく CHF 相関式の作成及び検証（本シリーズ(7)）

3-1 で得られた試験データに基づき，CHF に至る物理過程を機構論的にモデル化した高温待機時 CHF 相関式を作成した。相関式による評価結果は、不確かさ±20%の範囲で実測値と一致することを確認した。

3-3. BWR プラントに対する高温待機時 RIA 解析の実施（本シリーズ(8)）

9x9 燃料（A 型）及び（B 型）炉心に対して，3-2 で作成した CHF 相関式を用いた RIA 解析を実施した。高温待機時 RIA に使用される従来の沸騰遷移相関式との比較により，作成した相関式の適用性を確認した。

4. 研究成果の活用及び今後の課題

RIA 解析へ本研究成果及びボイド反応度フィードバック効果を取り入れた 3 次元最適化評価手法を導入していく。また、評価手法の透明性のため、本研究成果を公開し、安全解析の信頼性向上に努めていく。

備考

本研究シリーズ(5),(7),(8)は電力共通研究として実施された。研究(6)は電事連の要請研究として電中研にて実施された。

* Kenichi Harada[1], Yuichi Sago[1], Masahiro Furuya[2], Tsugumi Tsuchida[3] and Takamasa Miyaji[4]

[1]Chubu Electric Power., [2]CRIEPI, [3]GNF-J, [4]NFI

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（高温待機時 RIA）
(6) 高圧条件下における急速発熱時の 3×3 バンドル過渡限界熱流束

A Study on the Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

(6) Transient critical heat flux with 3 × 3 bundle heated rapidly at high pressure

*新井 崇洋[1]，古谷 正裕[1]，白川 健悦[1]，宇井 淳[1]，大川 理一郎[1]，佐合 優一[2]，原田 健一[2]

[1]電中研，[2]中部電力

RIA 時の過渡限界熱流束相関式を導出するため，高温待機時の高圧条件下で急速に直接通電加熱される 3×3 バンドル限界熱流束実験を行った。高圧での過渡限界熱流束が明瞭に定義できること明らかにし、圧力及び入口流速が過渡限界熱流束に及ぼす影響を把握した。

キーワード：高温待機時 RIA，過渡限界熱流束, 3×3 バンドル，ロッド温度，沸騰遷移

1. 緒言　急速な加熱による過渡沸騰時の限界熱流束は、流動条件だけでなく表面熱流束の時間変化率や流路形状が大きく影響する。本研究では、高温待機時の高圧条件下における急速発熱時の過渡限界熱流束を明らかにするため、バンドル体系による限界熱流束実験を行い、圧力や流速に対する過渡限界熱流束を取得し、解析コードの妥当性確認として急速発熱時のバンドル内ボイド率分布を得ることを目的とする。

2. 実験　実験体系は発熱ロッド（有効発熱長 310 mm）を正方格子状に配置した 3×3 バンドル（ロッド外径 11.2 mm、ロッドピッチ 14.3 mm）であり、低温時の大気圧下での過渡限界熱流束実験[1]と同様である。発熱部であるインコネル 600 製薄肉円筒管を直接通電によってジュール発熱させ、ロッドあたり 6 本の埋込極細シース熱電対によってロッド温度分布を計測した。ボイド率分布はワイヤ電極で構成する直接通電加熱用ボイドセンサを用いて 1600 断面/s で計測した。実験条件は、圧力を大気圧から 7.2 MPa、入口サブクール度を 5 – 10 K、入口流速を 0.2 – 0.75 m/s とし、バンドル熱出力分布は、軸方向及び径方向共に一様である。

3. 結果及び考察　本実験では熱出力を立ち上がり時間 0.2 s、最大熱出力で 0.5 s 保持し、即時遮断した。図 1 は最大熱出力をパラメータにしたときのロッド温度の時間変化である。Q_{max} = 194 kW ではロッド温度が急上昇し、発熱停止後も高温状態が持続した。本実験ではロッド温度が急上昇する状態を過渡限界熱流束と定義した。図 2 に、圧力及び入口流速に対する限界熱流束値を示す。入口流速の増大に伴い限界熱流束が増大し、圧力 3～5 MPa で極大となることがわかった。

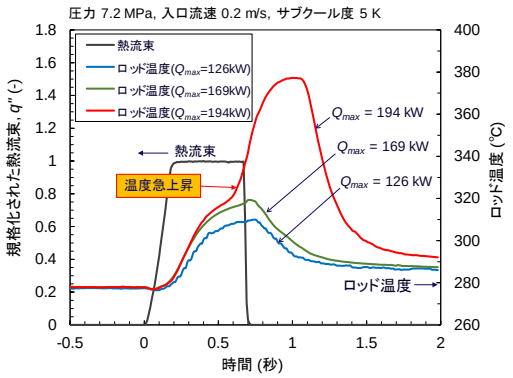


図 1　急速発熱時のロッド温度変化

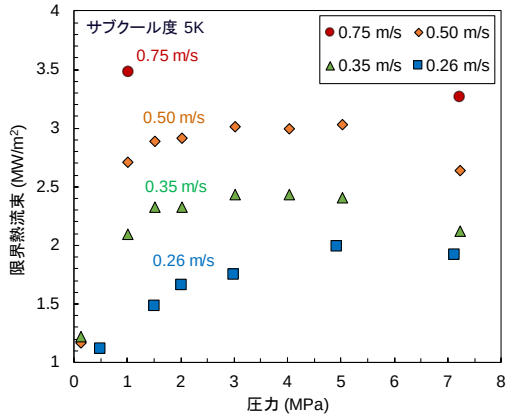


図 2　過渡限界熱流束に及ぼす圧力影響

4. 結論　3×3 バンドル体系における高圧条件下での急速発熱時過渡限界熱流束実験を実施し、圧力及び入口流速が限界熱流束及びボイド率分布に及ぼす影響を把握した。

参考文献

[1] 新井他，日本原子力学会 2017 年秋の大会，1C16.

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Kenetsu Shirakawa[1], Atsushi Ui[1], Riichiro Okawa[1], Yuichi Sago[2] and Kenichi Harada[2]

[1]CRIEPI, [2]Chubu Electric Power

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（高温待機時 RIA）
（7）試験データに基づく CHF 相関式の作成及び検証

A Study on the Boiling Transition in RIAs (Hot Standby RIA)

(7) Development and Verification of a CHF Correlation for Hot Standby RIA

尾崎 哲浩[1]，*宮地 孝政[1]，中村 良輔[1]，金沢 徹[2]，土田 嗣美[2]，佐合 優一[3]，原田 健一[3]

[1]NFI，[2]GNF-J，[3]中部電力

高温待機時 RIA 模擬 CHF 試験データに基づき，CHF に至る物理過程を機構論的にモデル化した CHF 相関式を作成した。相関式による CHF 評価結果は，不確かさ±20 %の範囲で実測値と一致することを確認した。また，実機適用条件の試験範囲においては，相関式が実測値をやや保守的に評価することを確認した。

キーワード：BWR，高温待機時 RIA，ボイド反応度フィードバック，沸騰遷移，CHF 相関式，TRAC

1. 緒言

RIA 解析においてボイド反応度フィードバック効果を考慮するためには，CHF モデルについて従来のモデルよりも物理過程を考慮した説明性の高いモデルが必要である。本報告では高温待機時 RIA を模擬した CHF 試験データに基づいて作成した CHF 相関式及び試験データに対する妥当性確認結果について示す。

2. CHF 相関式の作成及び実験データとの比較

高温待機時 RIA 事象の流動条件から，伝熱面近傍を流れる蒸気ブランケット下層の薄液層の蒸発を CHF 発生機構とした Celata モデル[1]を基に CHF 相関式を作成した。Celata モデルでは，蒸気ブランケットの流動条件を同定するモデル及び薄液層厚さモデルを伴うが，特に薄液層厚さは，RIA 模擬 CHF 試験データに対して改良が必要であることを確認したため，高温待機時を模擬した RIA 時 CHF 試験データから，薄液相厚さと過熱層厚さの関係をモデル化し改良した（図 1）。

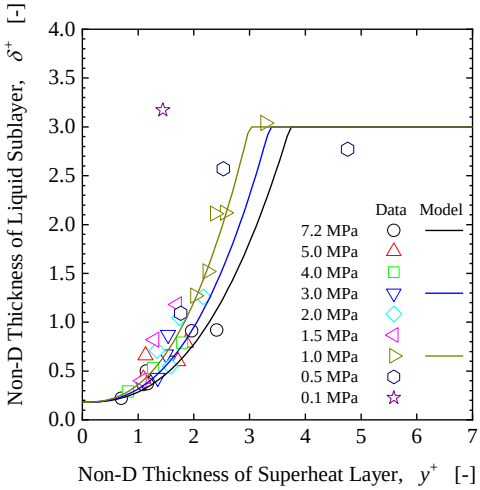


図 1　薄液層厚さと過熱液相厚さの関係

作成した CHF 相関式について，高温待機時 RIA 事象を模擬した CHF 試験データに対して妥当性確認を実施した。CHF 測定値と計算値を比較した結果を図 2 に示すが，作成したモデルは CHF を±20 %の不確かさ幅で計算することが確認できる。

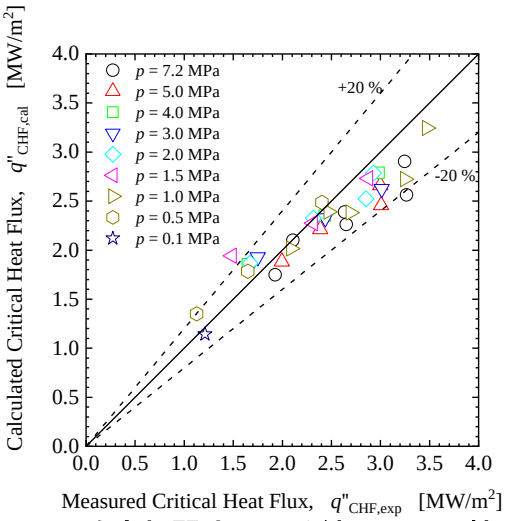


図 2　改良相関式による結果との比較

3. 結論

今回作成した CHF 相関式により，試験データに対して±20 %の不確かさで CHF を予測できることを確認した。相関式は CHF に至る機構を考慮してモデル化しており，高温待機時 RIA 事象について，より現実的かつ適度の保守性をもって評価できる見通しが得られた。

参考文献

[1] Celata GP et al., Rationalization the prediction of existing mechanistic models for of water subcooled boiling critical heat flux, Int. J. Heat Mass Transf. 37, 347-360, 1994.

Tetsuhiro Ozaki[1],*Takamasa Miyaji[1],Ryosuke Nakamura[1],Toru Kanazawa[2],Tsugumi Tsuchida[2],Yuichi Sago[3] and Kenichi Harada[3]

[1]NFI, [2]GNF-J, [3]Chubu Electric Power.

RIA 時の沸騰遷移に関する研究（高温待機時 RIA）
(8)BWR プラントに対する高温待機時 RIA 解析の実施

A Study on The Boiling Transition in RIAs(Hot Standby RIA)

(8) BWR RIA Analysis Using the Improved CHF Correlations at Hot Standby Condition.

*小林　謙祐[1]，土田　嗣美[1]，中村　良輔[2]，宮地　孝政[2]，佐合　優一[3]，原田　健一[3]

[1]GNF-J，[2]NFI，[3]中部電力

BWR プラントを対象に，前報(7)で作成した CHF 相関式（改良相関式）を用いた高温待機時 RIA 解析を実施した。解析結果は限界クオリティに基づく沸騰遷移相関式（従来相関式）を用いた場合に比べ，沸騰遷移タイミングを早めに評価する傾向であった。ただし，ボイド反応度フィードバックによる燃料エンタルピの低減効果が大きく，相関式の差異が燃料エンタルピ最大値に及ぼす影響は小さいことを確認した。

キーワード:BWR，高温待機時 RIA，ボイド反応度フィードバック，沸騰遷移，CHF 相関式，TRAC コード

1. 緒言

従来の高温待機時 RIA 解析では, 限界クオリティに基づく沸騰遷移相関式が適用されている。RIA 解析へのボイド反応度フィードバック効果の円滑な導入に資するため，改良相関式を用いた BWR プラントに対する高温待機時 RIA 解析を実施し, 改良相関式の高温待機時 RIA 解析への適用性を確認する。

2. 高温待機時 RIA 解析の実施

改良相関式を用いた RIA 解析について，9×9 燃料(A 型)を装荷した BWR5 プラントを対象として実施した結果（ボイド反応度フィードバックを 30%考慮したケース）を代表として示す。改良相関式を用いた場合，従来相関式を用いた場合に比べて膜沸騰に遷移するタイミングが早くなる傾向であった（図１）。膜沸騰への遷移が生じると，熱伝達率が低下し，燃料から冷却材への除熱量が低減する。そのため，沸騰遷移のタイミングが早くなると燃料エンタルピは増加する傾向を示す。ただし，高温待機時はボイド反応度フィードバックによる燃料エンタルピ低減効果が大きく，相関式の差異が燃料エンタルピ最大値に及ぼす影響は小さいことを確認した（図 2)。

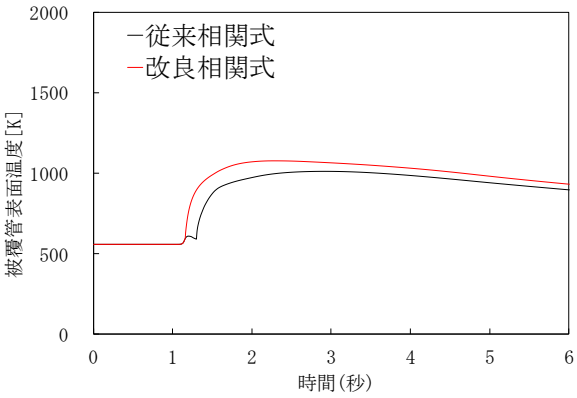


図 1 被覆管表面温度の時間変化

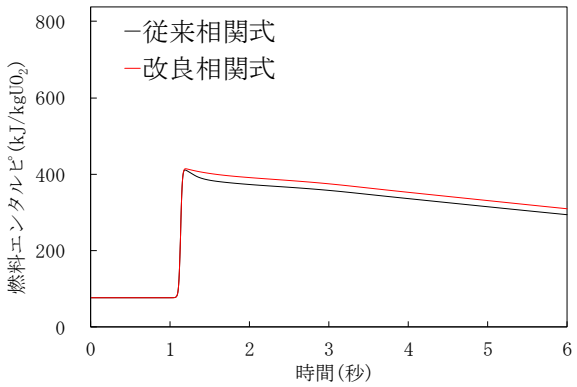


図 2　燃料エンタルピの時間変化

3. 結言

BWR プラントを対象に改良相関式を用いた高温待機時 RIA 解析を実施し，改良相関式の高温待機時 RIA 解析への適用性に特段の問題がないことを確認した。

---

*Kensuke Kobayashi[1],Tsugumi Tsuchida[1], Ryosuke Nakamura[2],Takamasa Miyaji[2], Yuichi Sago[3] and Kenichi Harada[3]

[1]GNF-J, [2]NFI, [3]Chubu Electric Power.

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

Wed. Sep 11, 2019 3:50 PM - 4:55 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[1G12-15] Accident Analysis/Experiment

Chair:Kenya Takiwaki(TOSHIBA ESS)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1G12] Development of Reduced Order Modeling of Safety Analysis Code with Singular Value Decomposition for Load Rejection Scenario at BWR

*Masaki Matsushita[1], Tomohiro Endo[1], Yamamoto Akio[1] (1. Nagoya Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1G13] Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling
(3)Element test of flow path feeding coolant at the core inlet

*Tomoaki Ogata[1], Kei Higashi[1], Ryo Fukuda[1], Hideyuki Sakata[1], Yugen Shiratsuchi[2], Toshihiko Nakano[3] (1. MHI, 2. MHI NSE, 3. KEPCO)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1G14] Analysis and Evaluation for ATWS Event by RELAP5-3D (2)

*Chihiro Yanagi[1], Michio Murase[1] (1. INSS)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1G15] A study of advection and diffusion behavior of heavy gas around an obstacle.

*Yuga Nakanishi[1], Hirofumi Ohashi[2], Hiroyuki Sato[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

BWR タービン負荷喪失事象における 安全解析コードの特異値分解法を用いた低次元化モデルの開発

Development of Reduced Order Modeling of Safety Analysis Code with Singular Value Decomposition for Load Rejection Scenario of BWR

*松下 柾輝[1], 遠藤 知弘[1], 山本 章夫[1]

[1]名古屋大学

安全解析コードの解析結果を高速に推定する低次元化モデル（Reduced Order Modeling, ROM）を特異値分解法により開発している。本発表では、統計的安全評価への ROM の適用性及び妥当性を検証するために、設計基準事故であるタービンバイパス弁不動作を伴う BWR タービン負荷喪失事象における原子炉出力の時系列データの推定に ROM を適用し、RELAP5/SCDAPSIM で計算された最大原子炉出力と比較した。

キーワード：低次元化モデル, 特異値分解, 統計的安全評価, RELAP5/SCDAPSIM, BWR 負荷喪失

1. 緒言：これまでに、過酷事故に分類される BWR 全交流電源・全給水機能喪失事象の解析結果に対して特異値分解法を用いた ROM を適用し、高速に安全解析コードの解析結果を推定出来ることを確認した[1]。統計的安全評価においては、プラントで想定すべき事象は多岐にわたるため、開発した手法が他事故シナリオにおいても適用できることが望ましい。そこで、設計基準事故に分類されるタービンバイパス弁不動作を伴う BWR タービン負荷喪失事象に対して ROM を適用し、その適用性及び妥当性を示す。

2. 解析：当該事故シナリオにおいて、不確かさを考慮する入力パラメータは炉心核特性に関連するパラメータとし、感度が大きい順にボイド反応度、スクラム反応度、ドップラ―反応度を選出した。各入力パラメータの不確かさは、一律に相対不確かさ 10%（= 1σ）を与えた。本解析では、信頼区間が真値を含む確率が約 95%となる2σまで考慮するために、ROM に使用する入力パラメータの摂動範囲を2σと設定した。感度解析の結果に基づいて、各入力パラメータを感度が大きい順に摂動範囲を 9,5,3 分割し、135 個の原子炉出力の時系列データを ROM の訓練データとした。ROM に使用した基底数は、スクリープロット基準より 27 個とした。入力パラメータに対して、1,000 回ランダムサンプリングを実施し、ROM と RELAP5/SCDAPSIM で計算される最大原子炉出力を比較した。

3.結果・考察：図 1 に ROM と RELAP5/SCDAPSIM で計算された最大原子炉出力の Q-Q プロットを示す。ROM によって推定された結果は、RELAP5/SCDAPSIM の解析結果を再現出来ていることが分かる。この時、ピアソンの相関係数は 0.99 であった。表 1 に、最大原子炉出力の平均値及び標準偏差を示す。RELAP5/SCDAPSIM で計算された平均値及び標準偏差と ROM で推定された統計量は概ね一致した。以上より、統計的安全評価における ROM の適用性及び妥当性が示された。今後の課題として、1. 当該事故シナリオにおいて、摂動させる入力パラメータの追加と現実的な不確かさの設定を考慮した ROM の適用、2. 他の過渡・事故シナリオへの ROM の適用が挙げられる。

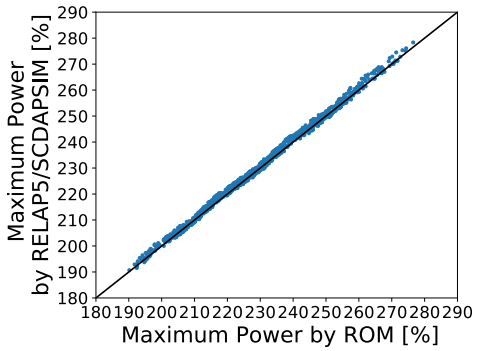


図 1 : ROM と RELAP5/SCDAPSIM で推定された最大原子炉出力の Q-Q プロット

表 1 : ROM と RELAP5/SCDAPSIM で推定された最大原子炉出力の平均値及び標準偏差

	ROM	RELAP
平均値[%]	229.1	229.8
標準偏差[%]	18.8	18.9

参考文献

[1] M. Matsushita, T. Endo, A. Yamamoto, “Surrogate Model of Severe Accident Analysis Code for SBO Aiming Probabilistic Safety Margin Analysis,” Trans. Am. Nucl. Soc., **119**, pp.900-903 (2018).

*Masaki Matsushita[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ..

サンプスクリーン下流側影響の LOCA 後炉心長期冷却に係る検討
（3）炉心入口部の冷却材供給流路に関する要素試験

Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

(3) Element test of flow path feeding coolant at the core inlet

*東 慧[1]，緒方 智明[1]，福田 龍[1]，坂田 英之[1]，白土 雄元[2]，中野 利彦[3]

[1]三菱重工，[2]MHI NS エンジニアリング，[3]関西電力

原子炉冷却材喪失事故（LOCA）時に発生するデブリ（配管保温材の破砕片：繊維、潜在デブリ/塗装片：粒子、化学的生成物：化学）が原子炉容器内に流入し、炉心流路を閉塞することが懸念されている。本稿では、炉心入口部の冷却材供給流路に着目した要素試験の結果について報告する。

キーワード：原子炉冷却材喪失事故（LOCA），デブリ，サンプスクリーン，長期炉心冷却

1. 緒言

本検討では、過去に報告した「(2) 炉心への冷却材供給流路に関する要素試験」に引き続き、実寸の燃料集合体下部ノズル 2 体を用いて、下部ノズル流路孔および下部ノズル間隙流路に対するデブリ（繊維：ロックウール、粒子：塗料・潜在粒子・ケイ酸カルシウム）の影響を確認した。

2. 要素試験の概要

2-1. 試験条件

図 1 に試験装置概略図を示す。実機下部ノズル 2 体を並列に並べることにより隣接する下部ノズル間隙流路を模擬した。また、下部ノズルの上流に下部炉心板を模擬し、入口境界条件は実機と同等とした。

表 1 に試験条件を示す。炉心入口部の冷却材供給流路として着目している下部ノズル間ギャップの閉塞有無を確認すべく、下部ノズル流路孔と、下部ノズル外周ギャップ（下部ノズルとアクリル供試体の間の流路）の開／閉を試験パラメータとした。また、LOCA 時の想定差圧を基に差圧一定の条件にて試験を実施した。

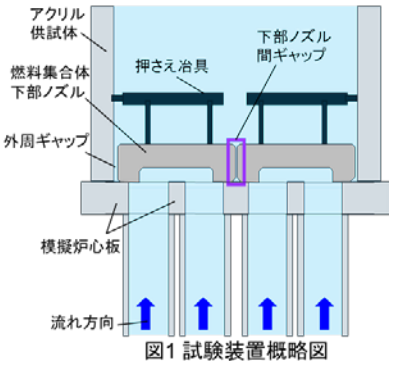


図1 試験装置概略図

表1 試験条件

ケース No.	下部ノズル 流路孔	下部ノズル 外周ギャップ	下部ノズル 間ギャップ
1	閉	閉	開
2	開	↑	↑
3	閉	開	↑
4	開	↑	↑

2-2. 試験結果

図 2 に各試験条件におけるデブリ投入後の流量変化を示す。下部ノズル間ギャップについては、閉塞せずデブリ投入開始から終了まで一定の流量が確保されること、下部ノズル流路孔については、閉塞は進むが完全な閉塞ではなくギャップ部に加えて冷却流量が見込まれること、を要素試験にて確認した。

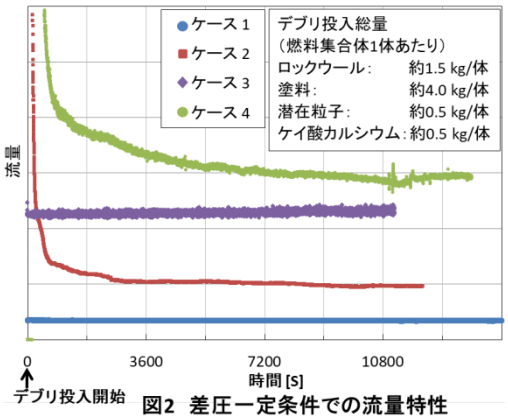


図2 差圧一定条件での流量特性

3. 結論

LOCA 時に炉心入口部の冷却材供給流路として着目している、下部ノズル間ギャップが実機形状においても、デブリで閉塞されないことへの見通しを得た。今後、実寸の燃料集合体を用いて、実機の熱流動解析で必要とされた冷却流量が確保されることを確認するとともに、化学デブリ析出後の代替流路による冷却性の確保を確認する予定である。本検討は、関西電力、北海道電力、四国電力、九州電力、日本原子力発電による電力共同委託の成果の一部である。

*Kei Higashi[1], Tomoaki Ogata[1], Ryo Fukuda[1], Hideyuki Sakata[1], Yugen Shiratsuchi[2] and Toshihiko Nakano[3]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD, [2]MHI NS Engineering Co., Ltd., [3]Kansai Electric Power Co.,Inc.

RELAP5-3D を用いた ATWS 事象解析(2)

Analysis and Evaluation for ATWS Event by RELAP5-3D (2)

*柳 千裕[1]，安藤 伸裕[2]，馬場 巖[3]，児玉 茂雄[3]

[1](株)原子力安全システム研究所，[2]シー・エス・エー・ジャパン，[3](株)原子力エンジニアリング

弊社(INSS)で既にプラント情報がほぼ整備されている RELAP5-3D コードを用い，原子炉停止機能喪失(ATWS, Anticipated Transient Without Scram)時の，炉心条件および解析条件の違いによる ATWS 緩和措置の有効性評価の差異について検討した．

キーワード：加圧水型軽水炉，RELAP5-3D，ATWS，主給水流量喪失，負荷喪失

1. 緒言

INSS では，RELAP5-3D コード[1]を用い，主給水流量喪失事象発生時に ATWS が重なった場合，炉心条件および解析条件の違いによるプラント挙動への影響についても検討してきた[2]．本論文では炉心動特性モデルを 1 点炉近似(1P)モデルとした場合と 3 次元(3D)モデルとした場合との解析結果の違いについて検討を行った既報[3]に続き，ケース別の結果について述べる．

2. 解析ケースと解析条件

解析ケースは ATWS ではないケースを含め 5 ケース実施した(表 1)．最確炉心とは実炉心，保守的炉心は出力分布をなるべく保ったままボロン濃度を高くし密度係数を保守的にすることが目的である．保守的炉心 1 は定格運転時の減速材温度係数を-13pcm/℃で原子炉トリップ反応度 4%ΔK/K とした炉心，保守的炉心 2 は保守的炉心 1 をベースに、ドップラ特性を+20%とした炉心である．最確炉心をベースに作成された保守的炉心が適切であることを実測の出力分布比較により確認している．なお，1P モデルで使用する軸方向出力分布には，3D モデルの初期値と同じ出力分布を使用している．ケース 3 のプラント状態は新規制基準適合性審査での感度解析を参考に設定した．補助給水流量等その他主要な過渡解析条件は既報[3]と同じである．

表 1　解析ケースと解析条件

過渡解析ケース番号	原子炉停止機能	用いる炉心	プラント状態		
			炉出力	1 次系圧力	1 次冷却材平均温度
ケース 1	喪失＋緩和措置	最確炉心	100%	定格	定格
ケース 2		保守的炉心 1	100%	定格	定格
ケース 3		保守的炉心 2	102%	定格+0.21MPa	定格+2.2℃
ケース 4	正常動作	最確炉心	100%	定格	定格
ケース 5		保守的炉心 1	100%	定格	定格

3. 解析結果と考察

表 2 に示す事象の推移と原子炉最高圧力評価結果から次のことが言える．

①起因事象単独発生時に炉心の解析条件を保守的に設定しても，圧力バウンダリ健全性は確保できる(ケース 4 と 5 との比較)．

②起因事象発生時に ATWS となった場合，到達最高圧力は上昇(ケース 1 と 4 との比較およびケース 2 と 5 との比較)する一方，炉心の解析条件を保守的に設定した場合(ケース 1 と 2 と 3 との比較)でも，圧力バウンダリの健全性は確保でき，ATWS 緩和措置は有効であることを確認した．

表 2　事象の推移と原子炉最高圧力評価結果

ケース		1	2	3	4	5
主給水流量喪失		0 秒				
蒸気発生器狭域水位 7 %到達 =ATWS 緩和設備作動時刻	3D	33 秒	33 秒	33 秒	32 秒	32 秒
	1P	33 秒	33 秒	33 秒	34 秒	34 秒
原子炉トリップ信号発信	3D	ブロック	ブロック	ブロック	32 秒	32 秒
	1P				34 秒	34 秒
主蒸気隔離弁　閉止 =ATWS 緩和設備作動時刻+17 秒	3D	50 秒	50 秒	50 秒	49 秒	49 秒
	1P	50 秒	50 秒	50 秒	51 秒	51 秒
補助給水ポンプ起動 =ATWS 緩和設備作動時刻+60 秒	3D	93 秒	93 秒	93 秒	92 秒	92 秒
	1P	93 秒	93 秒	93 秒	94 秒	94 秒
原子炉最高圧力(MPaG) とその時刻	3D	18.0 @112 秒	18.1 @110 秒	19.1 @110 秒	16.1 @28 秒	16.1 @28 秒
	1P	18.0 @114 秒	18.3 @112 秒	19.8 @118 秒	16.1 @34 秒	16.2 @34 秒

③いずれの炉心モデルでも主蒸気隔離弁の動作および補助給水は，ATWS 事象収束に有効な手段であることを解析的に確認した．

4. まとめ

整備した 1P と 3D の炉心モデルの核的フィードバック(減速材温度係数，ドップラ係数)を等価としたことから，1P と 3D の炉心モデル解析結果には定性的にも定量的にも良い一致が見られ，炉心モデルの違いによる解析結果の影響は小さいことを解析的に確認した．

参考文献

[1] The RELAP5-3D Code Development Team，RELAP5-3D Code Manual，INEL-EXT-98-00834 Revision 2.3, (2005)
[2] 柳千裕ほか，INSS JOURNAL，Vol.25，(2018), 143-148.
[3] 柳千裕ほか，“RELAP5-3D を用いた ATWS 事象解析”，日本原子力学会 2019 年春の年会

*Chihiro Yanagi[1], Nobuhiro Ando[2], Iwao Bamba[3], Shigeo Kodama[3]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]CSA of Japan Co., Ltd, [3]Nuclear Engineering, Ltd

障害物を卓越する重質量有毒ガスの移流拡散挙動に関する研究

A study of advection and diffusion behavior of heavy gas around an obstacle.

*中西 優雅[1]，大橋 弘史[2]，佐藤 博之[2]

[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

高温ガス炉に接続する水素製造プラントから重質量有毒ガスが漏洩した場合、原子炉運転員などへの影響が懸念される。本研究では、その防護策として設置する障害物周りの有毒ガス移流拡散挙動の解明を目的とした流体シミュレーションを行い、障害物の形状に応じて有毒ガスの拡散に差異が生じることを確認した。

キーワード：高温ガス炉、水素製造、有毒ガス、移流、拡散、流体シミュレーション

1. はじめに

高温ガス炉に接続する水素製造プラントから有毒ガスが漏洩した場合、原子炉運転員などに影響を及ぼす懸念がある。原子炉建屋と水素製造プラント間へ障害物を設置することで有毒ガスを拡散させる効果が期待できるが、実際に実験を行うことは困難である[1]。本研究では流体シミュレーションを用いて有毒ガスの移流拡散挙動を解明することを目的とする。

2. 解析

2-1. 解析方法

有毒ガスの移流拡散を解明するためにシーメンス社の「STAR-CCM+ ver13.04」を採用し、二酸化硫黄の漏洩を想定した。本検討では RANS を解くことで計算を行い、乱流モデルには k-ε モデルを採用した。

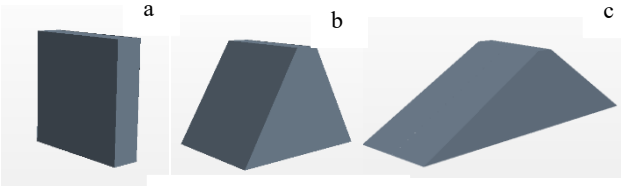


Fig.1 Obstacle model.

2-2. 解析モデル

メッシュの基準サイズは 0.08mm でポリヘドラルメッシュを採用し、障害物周りとその背後の領域を基準サイズの 10 分の 1 に細分化した。障害物の形状を Fig.1 に示す。密度は一定で圧力は大気圧に設定した。漏洩源を流入面に設置し、漏洩高さを 0.1m、0.2m に設定した。

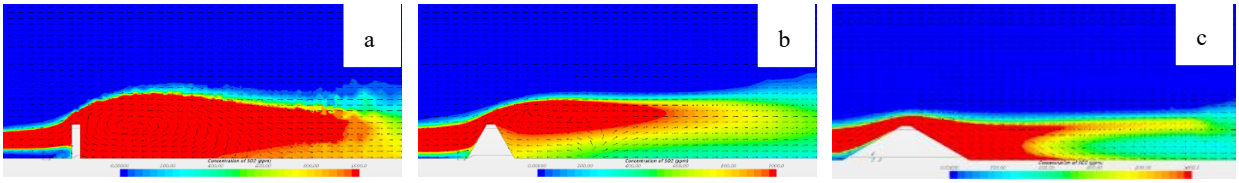


Fig.2 Vertical cross-sections of concentration fields around obstacles.

3. まとめ

Fig.2 は漏洩高さ 0.1m の場合のそれぞれのモデルにおける有毒ガスの拡散挙動のコンター図である。漏洩高さ 0.1m の場合では障害物に接触し卓越したガスは主に剥離線の下部を移流する様子が確認された。90°と 60°モデルでは剥離線上部から渦に引き込まれることで障害物の背後にガスが滞留した。一方、30°モデルでは卓越したガスが障害物の斜面に沿って移流した。30°モデルは他モデルと異なり、ガスを引き込むような渦が形成されないため、ガスはそのまま下流へ移流した。90°モデルでは 1000ppm を超える高濃度領域が他モデルよりも大きくなる。これは障害物背後での風速が小さいためガスの多くが滞留しているためだと考えられる。

一方、漏洩高さ 0.2m の場合では全てのモデルで障害物前面とガスの接触が確認されなかった。ガスの下側から障害物を卓越する流れによりガスが持ち上げられ接触が妨げられたと考えられる。そこからガスは上昇流により巻き上がり、剥離線の上部を移流することで再循環領域に引き込まれにくくなり、高濃度の帯状の領域を保ったまま下流へ移流する様子が確認された。

参考文献

[1] Sully, M. Heitsch, D. Baraldi and H. Wilkening, et al., “Numerical simulations of hydrogen and hydrogen chloride releases in a nuclear hydrogen production facility” INTERNATIONAL JOURNAL OF HYDROGEN ENERGY 36 pp. 1083-1093 (2011)

*Yuga Nakanishi[1], Hirofumi Ohashi[2] and Hiroyuki Sato[2]

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

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

Wed. Sep 11, 2019 4:55 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[1G16-19] Severe Accident Analysis/Experiment

Chair:Kinya Nakamura(CRIEPI)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1G16] Improvement of JASMINE code for evaluation of molten debris coolability in containment vessel

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

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1G17] Sensitivity analysis of corium pool heat transfer model of MAAP5 in cold leg 2-inch-break LOCA

*Masaki Kamida[1], Shigeo Kodama[1], Shinsuke Tanaka[1], Yasuhiro Ishigaki[1], Hiroshi Saika[1], Takumi Kitao[1], Daiji Izawa[1] (1. NEL)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1G18] Development of Passive Debris Cooling System Phase II

(1)Outline of the Project

*Yoichi Onitsuka[1], yasushi yamamoto[1], keisuke tsukada[1], hideki horie[1], yoshiro nishioka[1], satoru kuboya[1], yuya takahashi[1], mika tahara[1], tadashi fujii[2], yoshikawa takumi[3] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 3. The Japan Atomic Power Company)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1G19] Development of Passive Debris Cooling System Phase II

(2)Validation Test of Suppressing Molten Core – Concrete Interaction by ZrO_2 Refractory

*Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Hideki Horie[1], Yoshiro Nishioka[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Yoichi Onitsuka[1], Mika Tahara[1], Tadashi Fujii[2], Takumi Yoshikawa[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. HGNE, 3. JAPC)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

格納容器内溶融炉心冷却性評価のための JASMINE コードの改良

Improvement of JASMINE Code for Evaluation of Molten Debris Coolability in Containment Vessel

*松本 俊慶[1]，岩澤 譲[1]，川部 隆平[1]，安島 航平[1]，杉山 智之[1]，丸山 結[1]

[1]原子力機構

軽水炉シビアアクシデント時の格納容器内溶融炉心冷却性評価手法の高度化のため、溶融炉心／冷却材相互作用解析コード JASMINE の溶融物床面上拡がりモデルの改良を行った。

キーワード：シビアアクシデント，事前注水，JASMINE，溶融物拡がり，溶融炉心冷却性

1. 緒言

格納容器内に放出された溶融炉心と床コンクリートの相互作用（MCCI）の防止・緩和対策として事前注水方策が採られている。溶融物は床面で大きく拡がるほど冷却されやすいため、対策の有効性評価上、拡がり面積の予測は重要となる。JASMINE[1]の溶融物拡がり挙動の予測精度向上を目的としてモデルを改良した。

2. 溶融物拡がりモデルの改良

JASMINE のモデルでは、床面上を拡がる溶融物先端（図 1）において上下のクラスト（固化層）に挟まれた溶融部が水と接触する。除熱量（q）から計算した溶融物の先端温度が凝固点となった以降、先端のクラスト厚さ（d_{edge}）は以下の式で増加する。

$$\rho \frac{\mathrm{d}\, d_{edge}}{\mathrm{d}t} = \frac{q - h\Delta T}{\Delta H}$$

ここで、ΔHは溶融物の凝固潜熱、hは溶融部から先端クラスト内側への熱伝達率である。改良モデルでは拡がりの停止を、d_{edge}とクラスト引張強度（τ_{sol}）に基づく疑似的な表面張力（σ_{edge}）から算出した先端部の最小液深（h_{min}）を溶融部液深（h_{pool}）と比較して判定することとした。（ρ_p, ρ_aはそれぞれ溶融物及び流体側密度）

$$\sigma_{edge} = \tau_{sol} \cdot d_{edge}$$

$$h_{min} = \sqrt{\frac{4\sigma_{edge}}{(\rho_p - \rho_a)g}}$$

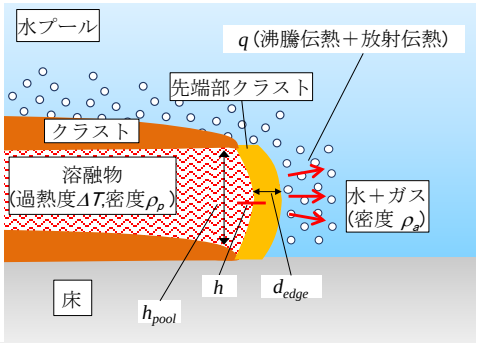


図 1 溶融物先端部のモデル

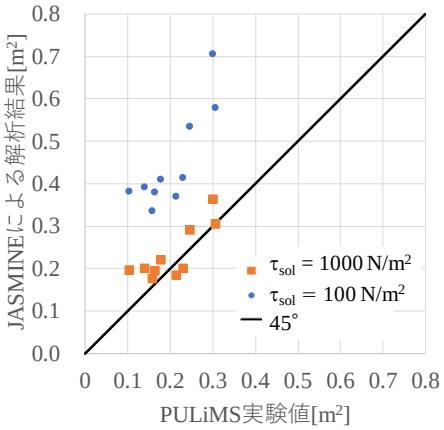


図 2 拡がり面積の比較

3. PULiMS 実験解析

スウェーデン王立工科大学による PULiMS 実験[2]では、水プールに溶融物（Bi_2O_3-WO_3）を落下させた際のステンレス床面上での拡がりデータが取得された。クラスト引張強度（τ_{sol} ）をパラメータとして PULiMS-E1, E4, 及び E8 から E15 を JASMINE コードで解析し、実験で得られた最終拡がり面積と比較したところ、τ_{sol} =1000 N/m^2 の条件でどの実験ケースに対しても良好に一致した。

4. 結論

拡がり面積の物質依存性の考慮を目的として JASMINE のモデルを改良し、実験の解析結果は良好であった。物性値の適切な設定が必要であるため、他の物質を使った実験データを用いて引き続きモデルの検証を行う予定である。本研究は、原子力規制庁から受託した平成 30 年度原子力施設等防災対策費（シビアアクシデント時格納容器内溶融炉心冷却性評価技術高度化）事業の一部である。

参考文献

[1] K. Moriyama et al. (2018), *JAEA-DATA/Code 2008-014*. [2] P.Kudinov et al. (2017), *Nucl. Eng. Des.*, **314**, pp.182-197.

*Toshinori Matsumoto[1], Yuzuru Iwasawai[1], Ryuhei Kawabe[1], Kohei Ajima[1], Tomoyuki Sugiyama[1] and Yu Maruyama[1], [1]JAEA

コールドレグ 2 インチ破断 LOCA 解析における MAAP5 のコリウムプール熱伝達モデルの感度解析

Sensitivity analysis of corium pool heat transfer model of MAAP5 in 2-inch-break LOCA

*上田 真輝[1]，児玉 茂雄[1]，田中 伸祐[1]，石垣 保博[1]，雑賀 宏[1]，北尾 卓己[1]，井澤 大時[1]
[1]原子力エンジニアリング

過酷事故(SA)解析コード MAAP5.04 の特性を把握するため、PWR を対象にコールドレグの 2 インチ破断 LOCA 解析を実施した。下部プレナムに落下したコリウムプールからクラストへの熱伝達モデルの感度解析を行った結果、原子炉容器下部ヘッドに及ぼす影響の差異が確認された。

キーワード：過酷事故，MAAP，溶融炉心，IVR

1. 緒言

国内では、MAAP を用いてプラントの AM(アクシデントマネジメント)策の検討を行ってきた。近年 MAAP5.04 がリリースされ、モデルの追加がなされたため、その特性を把握し、事象進展の妥当性を検証しておくことが重要となる。そこで今回は、「下部プレナム内のコリウムプールからクラストへの熱伝達モデル(パラメータ名：IOXIDHT)」に着目して感度解析を行い、事象進展の比較及び考察を行った。

2. 解析条件

MAAP5.04 を用いて、2 インチ破断 LOCA (ECCS 再循環切替失敗) 解析を行い、その中で IOXIDHT 感度解析を行った。PWR を対象とし、破断箇所は LOOP 1 コールドレグとした。MAAP5.04 の IOXIDHT モデルには、0: Jahn and Reineke correlation, 1: BALI experiment correlation, 2: ACOPO experiment correlation の 3 種類があり、2 は MAAP5 から追加されたモデルである[1]。デフォルトが MAAP5.03 より前では 0、MAAP5.03 以降 2 となっているため、IOXIDHT=0, 2 で感度解析を実施した。

3. 結果・考察

事象進展 18 時間後の原子炉容器の状況を図 1 に示す。原子炉容器下部ヘッドは 25 個の node に分けられており、計装管は node1-8 に存在している。また、このとき原子炉容器は冠水している。続いて、IOXIDHT=0, 2 における下部ヘッドノード別温度を図 2 に示す。IOXIDHT=2 のとき、原子炉容器が冠水状態にも関わらず下部ヘッド温度は上昇し原子炉容器破損に進展したが、IOXIDHT=0 のときは破損しないことが確認できた。原子炉容器破損の原因は、コリウムプールから下部クラストへの伝熱量が増加したことで、下部ヘッド温度が上昇し node 8 の下部ヘッド貫通部の計装管溶接箇所が溶融したことだと考えられる。

IOXIDHT が及ぼす原子炉容器破損への影響は大きく、モデルの選択には留意しなければならないことが分かった。MAAP5.04 において、個々のモデルは最新の知見を反映しているが、プラント全体の動きについては今後、他のコードとの比較を行うなどして、物理現象や事象進展の妥当性を検証していく必要がある。

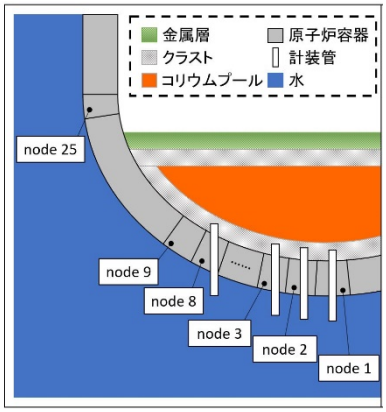


図 1. 事象進展 18 時間後における原子炉容器の状況

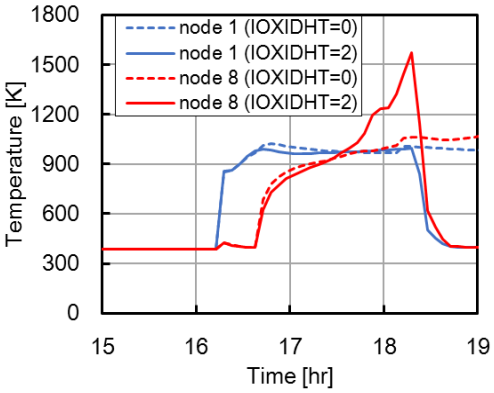


図 2. 下部ヘッドノード別温度

参考文献

[1] W. E. Berger et. al., DBBED-rev4, MAAP5 User's Manual Vol. 2 Part 2, 2014.

*Masaki Kamida[1], Shigeo Kodama[1], Shinsuke Tanaka[1], Yasuhiro Ishigaki[1], Hiroshi Saika[1], Takumi Kitao[1], Daiji Izawa[1]
[1]Nuclear Engineering, Ltd.

静的デブリ冷却システムの開発 Phase II
（1） 全体概要

Development of Passive Debris Cooling System Phase II

(1) Outline of the Project

*鬼塚 洋一[1]，山本 泰[1]，塚田 圭祐[1]，堀江 英樹[1]，西岡佳朗[1]，窪谷 悟[1]，高橋 優也[1]，
田原 美香[1]，藤井 正[2]，吉川 拓巳[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー，[3]日本原子力発電

本研究では，高温のデブリを受け止める耐火材の選定に必要となる材料特性の明確化、耐火材の多層化を含む敷設構造の最適化、およびこれらのデータ・手法を反映した耐火材浸食・伝熱評価手法の整備を行うとともに、静的注水システムを有する静的デブリ冷却システムの実証に係る試験を実施する。その研究概要について発表する。

キーワード：シビアアクシデント、溶融炉心ーコンクリート反応 (MCCI)、デブリ、耐火材

1. 背景

原子力プラントの十分な安全性を確保するためには、シビアアクシデント対策を考慮する必要があり、その一環として格納容器破損の要因の１つである溶融デブリによる溶融炉心ーコンクリート反応 (MCCI) を抑制する対策も必要となっている。このため、デブリへの注水に加えて、デブリと接触すると想定されるペデスタル底部や円筒部に高融点の耐火材を敷設することにより、デブリ落下時にコンクリート浸食を防止し、静的にデブリを冷却するシステムを開発する。2011 年度から 2016 年度にかけて実施したフェーズ I研究[1]では、ZrO_2 耐火材が優れた化学的安定性および熱的な衝撃への耐性を確認した。本研究では、メーカーごとに異なる ZrO_2 耐火材の材料特性に対する要求仕様の明確化、多層化等を含めた合理的な耐火材料の組合せによる耐火材敷設構造の最適化、静的デブリ冷却システムによる MCCI 抑制効果の試験での実証を目指す。

2. 研究概要

（1） 耐火材選定のための材料特性の明確化

国内の物性値や気孔率が異なる ZrO2 耐火材に対して、模擬デブリを用いた浸食試験として共晶試験や相互作用試験、溶融金属と浸食させる化学浸食試験等を行うとともに、組成分析および組織評価など、耐火材の諸特性を併せて把握することで、高温のデブリと接触した際に必要となる、化学的安定性、耐浸食性、耐熱性の比較評価の実施を計画した。これら試験の成果から、原子力発電所に用いる耐火材の選定ガイド案を作成する。

（2） 耐火材敷設構造の最適化

MCCI 抑制効果と経済性に優れた静的デブリ冷却システムを実現するために、格納容器床面のコンクリート上に Al_2O_3 耐火材、ZrO_2 系耐火モルタルなどの目地材、ZrO_2 耐火材のように多層構造の敷設を検討している。このような異種耐火材間での共晶反応の影響評価に向けて共晶温度試験および共晶反応速度試験、接触熱抵抗試験を計画し、異種耐火材間の共晶反応および接触熱抵抗に関する基礎的な知見を取得する。

（3） MCCI 抑制効果の実証

BWR プラントの体系を模擬したコンクリート試験体に ZrO_2 耐火材を敷設し、その上に模擬デブリを落下させる実証試験を実施する。取得すべき項目を整理し、格納容器底部及び側壁に対する MCCI の抑制効果が確認可能な試験を計画した。

さらに、フェーズ I で開発したデブリ冷却評価手法を高度化して、実証試験の結果と比較することで手法の検証を実施する。

なお、本件は日本原子力発電㈱、東北電力㈱、東京電力ホールディングス㈱、中部電力㈱、北陸電力㈱、中国電力㈱、電源開発㈱、(一財)エネルギー総合工学研究所、東芝エネルギーシステムズ㈱、日立 GE ニュークリア･エナジー㈱が実施した共同研究の成果の一部である。

参考文献

［1］栗田智久，他，“静的デブリ冷却システムの開発 (1) 耐熱材”，日本原子力学会「2014 年春の年会」, N15, 2014.

---

* Yoichi Onitsuka[1], Yasushi Yamamoto[1], Keisuke Tsukada[1], Hideki Horie[1], Yoshiro Nishioka[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Mika Tahara[1], Tadashi Fujii[2] and Takumi Yoshikawa[3]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. , [3]The Japan Atomic Power Company

静的デブリ冷却システムの開発 Phase II
（2）ZrO_2 耐火材による MCCI 抑制効果実証試験

Development of Passive Debris Cooling System Phase II

(2) Validation Test of Suppressing Molten Core – Concrete Interaction by ZrO_2 Refractory

*塚田 圭祐[1]，山本 泰[1]，堀江 英樹[1]，西岡佳朗[1]，窪谷 悟[1]，高橋 優也[1]，鬼塚 洋一[1]，
田原 美香[1]，藤井 正[2]，吉川 拓巳[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー，[3]日本原子力発電

シビアアクシデント時に圧力容器より格納容器底部に落下する溶融デブリとコンクリートの相互反応が耐火材を敷設することで抑制されることを実証する。実証試験は、耐火材を敷設したコンクリートに模擬デブリを落下させ、崩壊熱を模擬するために誘導加熱した。試験後にコンクリートトラップ断面を観察した結果、耐火材下部コンクリートの損傷は認められず MCCI 抑制効果を実証した。

キーワード：溶融炉心、シビアアクシデント、耐火材、相互作用

1. 緒言

シビアアクシデント時に 2000℃を超える高温の溶融デブリが、圧力容器から格納容器下部へと落下する。落下したデブリは MCCI（Molten Core - Concrete Interaction）によりコンクリートを浸食し、不凝縮性ガスが発生するため、格納容器の破損につながる可能性がある。そのため、MCCI を抑制する目的で格納容器底部に耐火材を敷設し、溶融デブリを受け止め、溶融弁により注水する静的デブリ冷却システムの開発を進めている。その中で、耐火材を敷設することにより、デブリが耐火材上に落下した際に、耐火材下部のコンクリートの健全性確認のため、実証試験を行った。

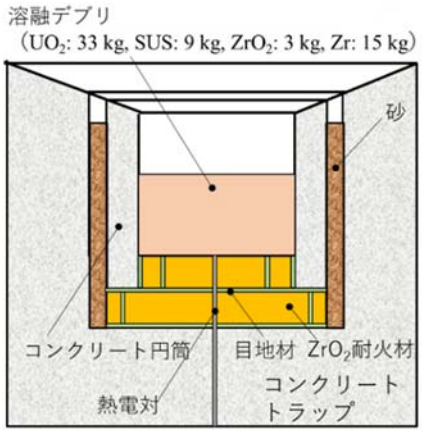


図 1 耐火材を敷設したトラップ

2. 実証試験

実証試験は、2500 ℃まで加熱した模擬デブリを上部より落下させ図 1 に示すトラップで受け止め、崩壊熱を模擬するために誘導加熱した。試験中の誘導加熱によるデブリへの入熱量は約 30 kW であり、デブリ落下後、40 分間以上加熱した。トラップは内径 260 mm で底部に ZrO_2 耐火材を 2 層(65mm×2=130 mm)敷設し、側壁はコンクリートとした。トラップ中には熱電対を設置し耐火材、コンクリート温度を計測した。



図 2 トラップ切断面写真

3. 結論

試験実施後のトラップ切断面を図 2 に示す。断面写真からはコンクリート側壁には浸食が見られる一方、底部耐火材には明確な浸食は認められなかった。さらに耐火材下部のコンクリートの損傷や変色も確認されず耐火材敷設による MCCI 抑制効果を実証した。

なお、本件は日本原子力発電㈱、東北電力㈱、東京電力ホールディングス㈱、中部電力㈱、北陸電力㈱、中国電力㈱、電源開発㈱、(一財)エネルギー総合工学研究所、東芝エネルギーシステムズ㈱、日立 GE ニュークリア･エナジー㈱が実施した共同研究の成果の一部である。

---

*Keisuke Tsukada[1], Yasushi Yamamoto[1], Hideki Horie[1], Yoshiro Nishioka[1], Satoru Kuboya[1], Yuya Takahashi[1], Yoichi Onitsuka[1], Mika Tahara[1], Tadashi Fujii[2] and Takumi Yoshikawa[3]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.[3] The Japan Atomic Power Company

Oral presentation | I. General Issues：I. General Issues

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 11:05 AM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:00 AM - 2:05 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[1H01-04] What is Nuclear Safety

Chair:Tetsuo Sawada(Tokyo Tech)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1H01] Safety Goals: Revisited

(1)Pitfall of Irrational Safety Mirage

*Akira Yamaguchi[1], Etsuro Saji[2], Keiko Chitose[3], Shigeru Urata[4], Keigo Maehara[5], Shinetsu Sugawara[6], Sumiko Takeuchi[7] (1. Univ. of Tokyo, 2. MHI NSE, 3. JANSI, 4. NEL, 5. KEPCO, 6. CRIEPI, 7. IEEI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1H02] Safety Goals: Revisited

(2)Addressing contested societal values

*Shin-etsu Sugawara[1], Akira Yamaguchi[2], Etsuro Saji[3], Keiko Chitose[4], Shigeru Urata[5], Keigo Maehara[6], Sumiko Takeuchi[7] (1. CRIEPI, 2. Univ. of Tokyo, 3. MHI NSE, 4. JANSI, 5. NEL, 6. KEPCO, 7. IEEI)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1H03] Safety Goals: Revisited

(3)Proposal for High Level Qualitative Safety Goals in Japan

*Etsuro Saji[1], Akira Yamaguchi[2], Shin-etsu Sugawara[3], Shigeru Urata[4], Keiko Chitose[5], Keigo Maehara[6], Sumiko Takeuchi[7] (1. MHI NSE, 2. Univ. of Tokyo, 3. CRIEPI, 4. NEL, 5. JANSI, 6. KEPCO, 7. IEEI)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1H04] Outline of the Report of Science Council of Japan “Tsunami Countermeasures in Japan's Nuclear Power Plants”

*Yoshitaka Yoshida[1] (1. University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering)

11:00 AM - 11:05 AM JST | 2:00 AM - 2:05 AM UTC

Time reserved for Chair

「安全目標」再考
（1）「滑稽な安全」に陥らないために

Safety Goals: Revisited　(1) Pitfall of Irrational Safety Mirage

*山口 彰[1]，佐治 悦郎[2]，菅原 慎悦[3]，千歳 敬子[4]，浦田 茂[5]，前原 啓吾[6]，竹内 純子[7]
[1]東大，[2]MHI NS エンジ，[3]電中研，[4]原安進，[5]原子力エンジ，[6]関西電力，[7]国際環境経済研究所

抄録：不足でもなく過剰でもない適切な安全の姿から逸脱しないよう努めることはリスクマネジメントであり、それを行うためには安全目標を関係者が理解し共通のものとすることが不可欠である。

キーワード：安全目標、How safe is safe enough?、As low as reasonably practicable

1.　はじめに　“How safe is safe enough?”

わが国の安全目標に関する検討は、2001 年、原子力安全委員会に安全目標専門部会が設置されたことに端を発するであろう。その検討内容は 2003 年に「中間とりまとめ」として公表されたが、原子力安全委員会決定とはされず、リスク管理の意思決定で活用されるには至らなかった。「中間とりまとめ」に至るになされた深い議論は、多くの原子力関係者にもまた社会にも十分に伝わらないまま、2011 年の東京電力福島第一原子力発電所事故に至った。2013 年には原子力規制委員会が「安全目標を定めた」とし、上記「中間とりまとめ」を実質的に追認するとともに、同委員会は今後も継続的に議論するとした。しかるになお、「なぜ安全目標が重要なのか」が広く理解されているとは言い難く、原子力安全における根源的な問いである“How safe is safe enough?”について考察を深めることが求められる。

福島第一原子力発電所の事故は、これまでの安全確保の枠組みに何かの欠陥があったことを示した。本質的な問題は、安全確保とは何をすることかが理解されなかったことではないか。よかれと考えたことが屋上屋を重ねるようであったり、的を射ぬ結果となったりしていたのではないか。著者らはそれを、“irrational”な安全、「滑稽な安全」と自戒をこめて敢えて表現した。はたして福島第一原子力発電所事故の後、改善の方向に進んでいるだろうか。「滑稽な安全」に陥らないためには安全目標が必要と考え、長きにわたって原子力界で問われてきた”How safe is safe enough?”、すなわち、安全目標はいかなるようであり、どのように安全確保を実践するのか、そのようなプロセスが適切であることを確認するにはどうすればよいかを議論したい。

2. 適切な安全の姿（Safe enough）を求めて

「不足でも過剰でもなく『適切な安全』の姿を保ち続けることが、“How safe is safe enough?”への回答である」と言える。安全確保の努力が不足している「不適切な安全」が許されない一方で、「安全対策をやればやるほど良い」という立場を深慮なくとることもまた、「滑稽な安全」に陥る可能性がある。戦略なくして様々な対策を深慮なくとり続けると、不確かさが増し二次リスクを誘発することが懸念される。無闇に多くの資源を投じながら実質的な安全向上につながらないとは、「滑稽な安全」に他ならない。ALARP（As Low As Reasonably Practicable）の原則をよく理解し、適切なリスク管理がなされている状態こそ「適切な安全の姿」であり、それを実現する構造が安全目標のありようである。

図には“適切な安全”と“滑稽な安全”の概念を示す。不適切な安全でもなく滑稽な安全でもない、その両者に挟まれた幅のある領域を逸脱しないようリスク管理を行うのである。下位目標である定量的安全設計水準（例えば炉心損傷頻度）を決めるだけで満足するのではなく、目指すべき安全の姿の議論を深める必要がある。リスクの意味合いも、事故の発生頻度や個々人の定量的健康リスクのみにとどまらず、社会全体の関心、懸念といった概念も含め広義に捉えるべきである。図に示す BSL（Basic Safety Level）を許容リスクの定量的基準とすることは一見魅力的である。しかし、安全を二値的に判断できるとする誤解を与え、安全か不安全かということにこだわるあまり、ゼロリスクを望む姿になっては元も子もない。

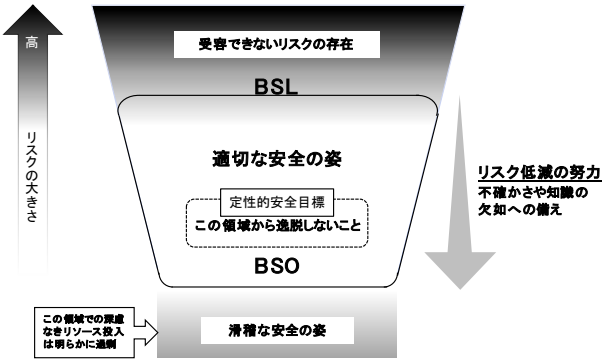


図　目指すべき安全の姿の概念（BSL と BSO はそれぞれ達成すべき安全水準と目指すべき安全水準とされる）

* Akira Yamaguchi[1], Etsuro Saji[2], Shin-etsu Sugawara[3], Keiko Chitose[4], Shigeru Urata[5], Keigo Maehara[6], Sumiko Takeuchi[7]
[1]Univ. of Tokyo, [2]MHI NSE, [3]CRIEPI, [4]JANSI, [5]NEL, [6]KEPCO, [7]IEEI

「安全目標」再考
（2）価値の相克に向き合う

Safety Goals: Revisited

(2) Addressing contested societal values

*菅原 慎悦[1]，山口 彰[2]，佐治 悦郎[3]，千歳 敬子[4]，浦田 茂[5]，前原 啓吾[6]，竹内 純子[7]
[1]電中研，[2]東大，[3]MHI NS エンジ，[4]原安進，[5]原子力エンジ，[6]関西電力，[7]国際環境経済研究所

抄録：安全目標とは原子力のリスク管理に係る「社会との約束事」であると解せば、その設定・活用において社会との相互作用が不可欠である。科学的・技術的な専門知を参照するのみならず、社会が示す様々な価値の相克に向き合い、その上で「我々にとっての『安全』とは何か」について責任ある決断を下すことが、リスク管理者の重要な役割であることを論ずる。
キーワード：安全目標、ALARP、リスクマネジメント

安全目標は、原子力安全をめぐる根源的な問いである“How safe is safe enough?”に正面から答えようとする営みとして、国内外で議論が進められてきた。米国のように定性的目標・定量的目標を政策宣言として明確に定めている国もあれば、英国のように ALARP（As Low As Reasonable Practicable）という抽象度の高い原則を運用する上での目安として定量的リスク値を示している国もある。このように安全目標の位置付けや性格は様々だが、各国の経験からは、安全目標の設定には下記の点が鍵となることが示唆される。

1) 「安全」という概念自体に、様々なトレードオフや価値判断が含まれていることを認めること。
2) 安全目標を定めることは、その価値判断をめぐって関係主体が議論を尽くした上で、「我々にとっての『安全』とは何か」を定義することに他ならないこと。
3) 安全目標を定め運用しようとするリスク管理者は、科学的・技術的な専門知を踏まえるのみならず、社会が示す様々な価値の相克に向き合う役割を、正面から引き受けること。

近年の我が国における安全目標の議論では、安全目標の代替目標（surrogate）である炉心損傷頻度や大規模放出事故の発生頻度の定量的な値に注目が集まる一方、より上位の目標である安全確保活動の「広さ」（考慮すべきリスクの種類や対象範囲等）に関する社会的議論が充分に行われてきたとは言い難い。福島原子力事故の影響に鑑みれば、様々な事故調査・分析が示すように、従来の安全目標の議論で扱われてきた放射線による直接的健康影響にとどまらず、長期避難等に伴う社会的・経済的・精神的影響が甚大であった。この苦い現実を踏まえれば、何を被害のエンドポイントと設定するのか、どのような価値がどのような被害から護られることが重要か、という点から改めて議論を行う必要があると考えられる。

加えて、社会的なリスク管理者の姿が見えないこともまた、我が国における安全目標の議論を一層不透明なものとしている。国際的な共通理解となっているように、原子力施設の安全確保に関する一義的責任は原子力事業者にあり、当該原子力事業のリスク管理者は紛れもなく事業者である。同時に、事業者のリスク管理活動が公衆・環境・社会活動等を保護する観点から適切かどうかを確認するのは、主として規制当局の役割である。いわば、規制当局とは「社会としてのリスク管理者」であり、科学的・技術的な専門知を参照することに加え、社会に存在する多様な価値にも目を向けることが求められる。これら諸価値は、互いに相克し合い、また専門知からの示唆と矛盾することもしばしばであり、決して一筋縄でいくものではない。しかし、“Clumsy institution”の概念が示すように[1]、リスク管理を担う公的な機関は、科学・技術的専門知の領域のみに自らの役割を限定せず、これらの相克や矛盾にもがき苦しみ、ぎこちない姿を晒すことになっても、「一筋縄でいかなさ」に正面から向き合う責務を引き受けることが欠かせない。

安全目標の設定とは、「科学」の世界からのみ導かれる美しい営みではなく、泥臭く、ときに苦痛を伴いながらも、同時に、諸価値の調和を目指す高尚な公共的取組であると認識することが有用である。

参考文献

[1] M.Shapiro, Judicial selection and the design of clumsy institutions, *Southern California Law Review*, 61, 1988, 1555-1569.

*Shin-etsu Sugawara[1], Akira Yamaguchi[2], Etsuro Saji[3], Keiko Chitose[4], Shigeru Urata[5], Keigo Maehara[6], Sumiko Takeuchi[7]
[1]CRIEPI, [2]Univ. of Tokyo, [3]MHI NSE, [4]JANSI, [5]NEL, [6]KEPCO, [7]IEEI

「安全目標」再考
（3）我が国における上位定性的安全目標の提案

Safety Goals: Revisited

(3) Proposal for High Level Qualitative Safety Goals in Japan

*佐治 悦郎[1]，山口 彰[2]，菅原 慎悦[3]，浦田 茂[4]，千歳 敬子[5]，前原 啓吾[6]，竹内 純子[7]
[1]MHI NS エンジ，[2]東大，[3]電中研，[4]原子力エンジ，[5]原安進，[6]関西電力，[7]国際環境経済研究所

抄録：１Ｆ事故後の我が国が有すべき安全目標について、その骨格となる階層構造や定性的上位目標を提案する。

キーワード：安全目標、上位目標、定性的目標、階層構造、社会的リスク

1. 背景と目的

１Ｆ 事故以前、我が国の安全目標（案）は旧原子力安全委員会専門部会での検討過程において「社会的リスク」につき認識はされていたものの、結果的には人の健康被害のみに着目し明文化はされなかった[1]。

１Ｆ 事故後、原子力規制委員会は「環境への影響をできるだけ小さくとどめる」観点から定量的目標のみを提示したが、安全目標が有すべき基本構造や定量的目標の上位に位置すべき定性的目標については言及がない。そこで（１）、（２）で述べてきた観点を念頭に、我が国において具備すべき安全目標の基本構造及び定性的上位目標を本発表において提案する。

2. 提案の概要

安全目標の基本構造としては、「社会との約束事」である定性的目標を上位目標におき、実際の施設の設計・管理において観測可能な指標として参照される定量的目標を上位目標実現のための代替目標(Surrogate)として下位に位置付ける階層構造[2]を有することが適切である。また、定性的上位目標には人の健康被害に加えて、「社会的混乱」を実質的に回避するための目標が必要と考える。下表に具体案を示す。

3. 論点

最上位は国内外で定着している「原子力安全の目的」とし、「人と環境を防護」から 2 段目右側の目標である社会的混乱回避をも導き得ると解釈したが最上位目標そのものに見直しの余地があるかもしれない。また社会的混乱の定義については様々な意見があり今後の広範な議論に期待したい。

最上位目標 原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から人と環境を防護する				
上位目標				
放射線の放射や放射性物質の拡散による公衆の健康リスクは、公衆の日常生活において現存する健康リスクの合計を有意に増加させない水準に抑制されるべきである			放射線の放射や放射性物質の拡散により環境を害し、或いは広範囲にわたる社会的混乱をもたらすリスクは、他の原因による事故や自然事象がもたらす同様のリスクの合計を有意に増加させない水準に抑制されるべきである	
（参考例示）原子力発電所に対する中下位目標				
通常運転時制限	DBE制限	健康被害に対する定量的目標及びそのSurrogateとしてのCDF, CFF目標	DEC制限（Cs^{137}放出量100TBq未満）	社会的混乱を実質回避するための定量的目標（Cs^{137}放出量100TBq超頻度＜10^{-6}/炉年）

中下位目標の内容については今回の発表の対象外であるが、上表の通り上位目標との関係を原子力発電所について例示した。「適切な安全の姿」の具体化においては、過酷事故時の目標のみならず通常運転時や設計基準事象に係る制限も安全目標体系の一部に位置付けられる。なお、社会的混乱回避に対応する中下位目標に原子力規制委員会の定量基準及び目標を配したが、これら定量的目標と定性的上位目標の間に「有意に増加させない水準」を定量的に示す中位目標（健康被害における旧原安委案：「個人の死亡リスクが年当たり百万分の１以下」に相当するもの。たとえば、他の原因による社会的コストの合計の 0.1%未満[3]など）を定義することが望ましい。

参考文献

[1]「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」、原子力安全委員会安全目標専門部会、平成 15 年 12 月.
[2] “Hierarchical Structure of Safety Goals for Nuclear Installations,” IAEA-TECDOC-1874 (2019).
[3] R.S. Denning and R.J. Budnitz, “Impact of probabilistic risk assessment and severe accident research is reducing reactor risk,” *Progress in Nuclear Energy*, **102**, 90 (2018).

*Etsuro Saji[1], Akira Yamaguchi[2], Shin-etsu Sugawara[3], Shigeru Urata[4], Keiko Chitose[5], Keigo Maehara[6], Sumiko Takeuchi[7]
[1]MHI NSE, [2]Univ. of Tokyo, [3]CRIEPI, [4]NEL, [5]JANSI, [6]KEPCO, [7]IEEI

日本学術会議報告「我が国の原子力発電所の津波対策」の概要

Outline of the Report of Science Council of Japan "Tsunami Countermeasures in Japan's Nuclear Power Plants"

*吉田 至孝[1]

[1]福井大学 附属国際原子力工学研究所

福島第一原発事故は、政府、国会、民間、東電等の事故調査委員会から様々な視点より報告書が公表されている。しかし、未だ不明な点も多くあり、各種事故調査報告書間でも判断が異なる事項も少なくない。特に津波に関しては、想定を大きく超え過酷事故を引き起こした。本報告では、本年5月に日本学術会議より公表された「我が国の原子力発電所の津波対策－東京電力福島第一原子力発電所事故前の津波対応から得られた課題―」[1]の概要を紹介する。
キーワード：福島第一原発事故、東北地方太平洋沖地震、津波高さ、溢水、新知見

１．緒言

日本学術会議原子力安全に関する分科会福島第一原発事故調査に関する委員会は、公開資料と新たに公表された事実を踏まえ、学術的な立場から福島第一原発事故以前における津波高さの検討経緯を時系列で整理し、事故以前における我が国の津波評価、我が国の津波調査研究、東京電力の津波評価と対策、過去のトラブル事例等に基づく浸水リスクの認識及び関係諸組織の状況を分析・検討し、原子力安全に関係する４つの組織やグループ、すなわち、事業者、規制機関、原子力安全にかかわる学術団体ならびに関係組織、地震・津波などの自然現象の評価研究機関が、自然現象に誘起される事故要因への対応に反映すべき点をまとめて「日本学術会議報告」として公表した。

２．報告の概要

今回の事故に関連して関係諸組織がかかえる問題点は、以下のようにまとめられた。

〇事業者

研究段階にあり一般的に認知されていない知見や情報であったとしても、何らかの適切な対応をなすべきである。今回の事故に関しては、原子力施設が深刻な影響を受ける可能性があることについて、深層防護の考え方とそれに従った判断基準を明確に持っていなかったことから対応が遅れた。特に原子炉施設が深刻な影響を受ける可能性があることについては、学術団体から出された知見や提言を真摯に受け止め、合理的な対策によって深層防護の考え方を基に対策の厚みを増しておくことが重要である。

〇規制機関

学術団体から出された知見や提言に積極的に耳を傾け、あるいは規制に採用すべき新知見を自らが見出す努力をしていなかった。新知見の発掘と評価を継続して行い、前兆事象の評価や最新知見に基づき、環境に与える影響の大きい事象を見出し、時期を失することなく適切に事業者を指導・監督することが重要である。

〇原子力安全にかかわる学術団体や関係組織

自然現象の脅威や事故に対する想像力が欠如していた。事故の深刻さを鑑みると、新知見が原子力安全に対して重要な知見であるか否かを検討し、その活用方法や対応案を積極的に提言することが重要である。

〇地震・津波などの自然現象の評価研究機関

2011 年３月 11 日以前に、福島県沖日本海溝沿い津波が将来発生すると予測し、津波堆積物調査によって貞観津波の詳細を明らかにしていた。事象の影響評価に必要な情報を含めて提示し、我が国の防災対策に資するように努力することが重要である。

これらを演繹すれば、今後の事故対応に対して関係者がなすべきことは以下のようにまとめられる。

（１）新知見への取り組みの強化

原子力安全に関する新知見を評価して適切に対応する仕組みが不十分であったことから、原子力安全にかかわる学術団体や関係組織は、原子力安全に関する新知見、特に自然現象に関する新知見を評価して、原子力施設が対応策を取るべきかを考察し提言する仕組みを持つことが必要である。

（２）深層防護による安全性向上への取り組み

事業者（責任を持つメーカーを含む）ならびに規制機関は、新知見により原子力施設や環境へ深刻な影響を与える事象があると判断される場合は、深層防護の考え方を基に対策の厚みを増しておくべきである。

（３）行動規範に基づく説明責任と対話

原子力安全にかかわる学術団体や関係組織、事業者（責任を持つメーカーを含む）ならびに規制機関は、社会からの信頼と負託を前提として、自らが行った評価ならびに判断を社会へ説明する責任を果たすために社会と積極的に対話を行っていく必要がある。

参考文献 1) 日本学術会議報告：http://www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-24-h190521.pdf
2) 日本原子力学会誌 2018.1 月号解説記事「福島第一原発事故は従前の津波対策で予防できたか」

*Yoshitaka Yoshida[1], [1] Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

Oral presentation | I. General Issues：I. General Issues

Wed. Sep 11, 2019 11:05 AM - 12:10 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 2:05 AM - 3:10 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[1H05-08] Approach to Citizen

Chair:Tomoaki Inamura(CRIEPI)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1H05] Sharing of Technical Issues about NPP

*Go Kikuchi[1], Tatsuya Itoi[1], Takenori Hida[1], Tsuyoshi Takada[1] (1. Univ. of Tokyo)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1H06] Radiation Experts Survey on Scientific Literacy Related to Radiation that the General Public Wants to Acquire

*Sumi Yokoyama[1], Katsuya Takahashi[2], Yuka Moriguchi[3], Yashunobu Wakashiro[4], Mitsuyo Itoh[5], Ryosuke Narita[6], Masanori Takenishi[7], Ako Takenishi[8] (1. Fujita Health Univ., 2. PRIMAFF, 3. Kangencon, 4. Kobe Univ. (PhD. student), 5. Toyokawa City Hospital, 6. JAEA, 7. Kyoto Koka Women's Univ., 8. Hyogo University of Teacher Education)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1H07] The Dialogue Meeting between Local Residents and Experts for Rehabilitation of Fukushima by ICRP and JAEA

*Yuya Endo[1], Tsuyoshi Maeda[1], Yasuhiro Uezu[1], Jacques Lochard[2], Christopher Clement[2], Hiroki Fujita[2], Ryoko Ando[3] (1. JAEA, 2. ICRP, 3. Fukushima Dialogue)

11:50 AM - 12:05 PM JST | 2:50 AM - 3:05 AM UTC

[1H08] Social Aspects of Tritium Water Problems at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Tetsuo Sawada[1] (1. Tokyo Tech.)

12:05 PM - 12:10 PM JST | 3:05 AM - 3:10 AM UTC

Time reserved for Chair

原子力発電の技術的争点に係る要素の共有手法の提案

Sharing of Technical Issues about NPP

*菊池　豪[1]，糸井達哉[1]，肥田剛典[1]，高田　毅士[1]
[1]東京大学

原子力発電の利用に関して、専門家と非専門家が議論をする際には、専門家が直面する技術的争点の構造を非専門家と共有する必要がある。本稿では、原子力発電における技術的争点を、非専門家へと共有する手法を提案する。また、提案手法を用いた試行についても報告する。

キーワード：原子力裁判，技術的争点，共有

1. 序論

筆者らは既報[1]において、原子炉稼動の是非を問う裁判（以下、原子力裁判）における判決文・決定文の分析を通して、原子力に係る技術的争点を抽出し、問題構造（専門家が直面する問題や意思決定に至るまでの制約条件等）を 13 点に集約した。本報告では、それらを非専門家と共有し、技術が扱う問題について専門家と非専門家が共に考えるための手法を提案する。

2. 提案手法

技術が扱うような問題について、「技術的争点を含んだ平易な例題を用意し、その例題に取り組んでもらうことで、技術が扱う問題や制約条件の構造を非専門家と共有する」という手法を提案する。ここで作成する例題は、聞きなれない専門用語を極力含まず、誰でも考えやすいものを目指す。

3. 作成した例題

図 1 に、作成した例題の一部を掲載する。

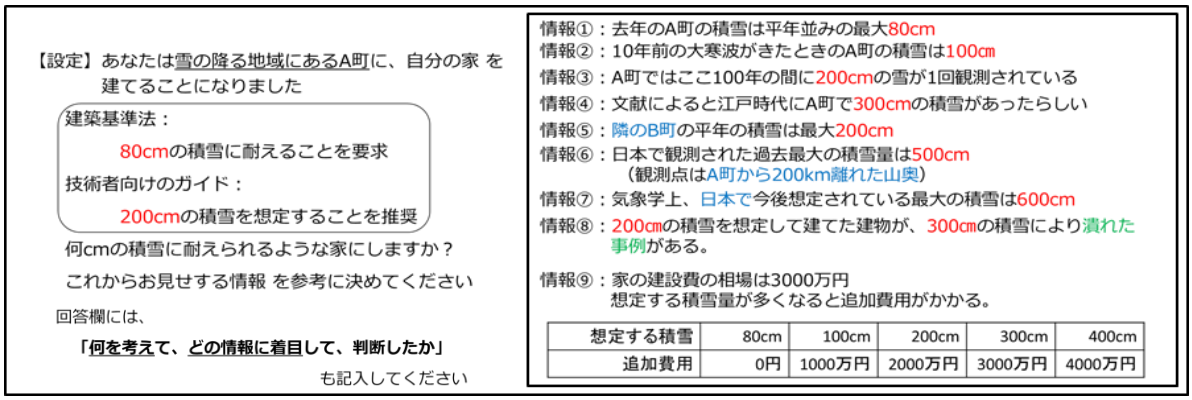


図 1 作成した例題

この例題は、「原子炉に対して、どの程度の地震動に耐えることを要求するか」という問題に対して、「自分の家に、どの程度の積雪に耐えることを要求するか」という設定を用意し、例題に落とし込んだものである。図 1 右側に示した情報を提示し、各情報を取捨選択しながら、回答者に積雪量を決定してもらう。

ここで、回答者に提示する情報は、原子力裁判分析の結果抽出された技術的争点に対応する形で、今回の例題に沿うように置換したものになっている。

発表の際は、原子力裁判から抽出した技術的争点と、例題で提示した情報との関連性について詳細に述べる。

（例題作成において、松永陽子様（日本エヌ・ユー・エス株式会社）に多大なご協力を賜りました。ここに謝意を表します。）

参考文献

[1] 菊池豪，高田毅士：原子力裁判に見る技術的争点の問題構造の解明，日本原子力学会 2019 年春の大会，講演番号 1N08

*Go KIKUCHI[1], Tatsuya ITOI[1], Takenori HIDA[1], Tsuyoshi TAKADA[1]
[1]University of Tokyo

一般市民にもってもらいたい放射線リテラシーに関する専門家調査

Radiation Experts Survey on Scientific Literacy Related to Radiation that the General Public Wants to Acquire

*横山須美[1]，高橋克也[2]，森口由香[3]，若城康伸[4]，伊藤光代[5]，成田亮介[6]，
竹西正典[7]，竹西亜古[8]
[1]藤田医科大学，[2]農林水産政策研究所，[3]かんげんこん, [4]神戸大学大学院, [5]豊川市民病院,
[6]日本原子力研究開発機構, [7]京都光華女子大学, [8]兵庫教育大学

放射線情報の提供者である専門家の知識基盤はさまざまである。このため、専門家間で「何が必要最低限の放射線リテラシーであるか」についてコンセンサスを図っておく必要がある。そこで、専門家が考える一般の人々にもってもらいたい必要不可欠な放射線の知識についてのアンケート調査を行った。

キーワード： 放射線，リスクコミュニケーション， リテラシー，専門家，一般市民，健康影響

1. 緒言 専門家は、放射線やその影響を一般の人々に伝えようとしたとき、正確かつ、誤解のないようにと心がけるあまり、専門用語を多用して、詳細な説明を行おうとする傾向がある。しかし、一般の人々は、慣れない科学的情報を一度に提示されると、かえって混乱してしまい、中途半端な知識を持ってしまう可能性がある。このため、必要最低限度の情報に絞った情報提供を行うことが求められる。

2. 調査方法 専門家へのアンケート調査では、必要不可欠な放射線の知識と調査対象者自身に関する質問を行った。放射線の知識に関する質問は、関係行政機関等が発刊した一般向けの冊子等（小学生向け含む）15 資料及び原子力・放射線関連の教員等が一般の人々向けて講演した際に使用した 13 資料の中で使用されている 71 用語のうち、比較的頻度の高い用語（35 用語）を選び、調査対象者に、これらの用語に対して、必要性の高さを 5 段階で評価してもらうこととした。調査対象者自身に関する質問は、「市民向けの講演や講座で話をすることがあるか」、「家族や友人にプライベートで話をすることがあるか」等とした。調査対象者は、原子力・放射線に関する教育を受けた、または、業務として放射線に関する知識を身に着けた者とした。

表 1 資料より抽出した放射線関連用語の一例（放射線の特徴）

No.	用　語	出現頻度
1	単位(Bq･Sv･Gy)	17
2	線と能	17
3	α･β･γ･X･中性子	15
4	透過性(力)	15
5	半減期(減衰)	11
6	粒子(性)	11
7	光線(波)	11
8	壊　変	6
9	放射性物質	5
10	原子核	5
11	エネルギー	5
12	電　離	5

3. 結論 アンケートの作成のために使用した専門家の資料で使用されている用語には以下の特徴があった。「単位」、「放射線と放射能」等のように、現れる頻度が比較的高い用語（表 1）は、行政機関の冊子と教員等の講演資料との出現頻度に大きな差はなかった。一方、放射線利用の中でも「原子力発電」については、教員等の講演資料ではほとんど使用されておらず、行政機関の冊子との違いがみられた。

本研究は、環境省委託事業「平成 31 年度放射線健康管理・健康不安対策事業（放射線の健康影響に係る研究調査事業)」において実施したものである。

* Sumi Yokoyama[1], Katsuya Takahashi[2], Yuka Moriguchi[3], Yasunobu Wakashiro[4], Mitsuyo Ito[5], Ryosuke Narita[6], Masanori Takenishi[7], and Ako Takenishi [8]

[1]Fujita Health Univ., [2]PRIMAFF, [3]Kangenkon, [4]Kobe Univ. (Ph.D. student), [5]Toyokawa City Hospital, [6]JAEA, [7]Kyoto Koka Women's Univ., [8]Hyogo Univ. of Teacher and Education.

福島復興に向けた地元住民と国内外の専門家による ICRP/JAEA ダイアログミーティング

The Dialogue Meeting between Local Residents and Experts for Rehabilitation of Fukushima by ICRP and JAEA

*遠藤 佑哉[1]，前田 剛[1]，植頭 康裕[1]，Jacques Lochard[2]，Christopher Clement[2]，藤田 博喜[2]，安東 量子[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]国際放射線防護委員会，[3]福島ダイアログ

日本原子力研究開発機構（以下，「JAEA」）は，福島の環境回復及び福島第一原子力発電所（以下，「1F」）の廃止措置に係る研究開発を通し，福島の早期復興への貢献を目指している。JAEA は，地元住民とのコミュニケーションを通じて，地元住民が放射線に係る疑問を解決するための一助となることを目的に，国際放射線防護委員会（以下，「ICRP」）と共同で平成 30 年 12 月にダイアログミーティングを開催した。

キーワード：ダイアログミーティング，復興，継承，福島第一原子力発電所事故

1. 緒言

JAEA は，1F 事故を受け，事故直後から福島の環境回復及び 1F の廃止措置に関する研究開発を進めている。また，現在福島県では，復興に向けた活動が加速しているが，一方で地元住民や企業等は未だに放射線に係る課題や疑問を有している状況にある。そこで，地元住民の一層の理解促進に資するため，科学的な情報を地元住民へ提供し，地元住民が疑問を解決するための一助となるように，ICRP と共同で平成 30 年 12 月にダイアログミーティングを開催した。

なお，本ミーティングを実施するに当たり福島ダイアログ実行委員会に運営協力をお願いした。

本報では，本ミーティングを通して JAEA が得られた成果及び地元住民とともに考察を深めた，1F 事故から何を学び，何を継承していかなければいけないのかについて報告する。

2. 取り組み

本ミーティングは，地元住民を対象とした放射線防護に関する講演会と意見交換会で構成され，地元住民や企業，被災地外の住民，国内外の専門機関といった幅広い地域，世代，職業の方が参加した。

講演会セッションでは，1F 事故後に自分たちの置かれた状況や取り組んできたことについて発表した。

意見交換会セッションでは，テーマ「私たちは，事故とその帰結の記憶を残すためになにを生み出すべきか。さまざまな人々となにを分かち合うべきか。次の世代に何を伝えるべきか」のもと，12 人の参加者がそれぞれ意見を発表した。

3. 結果・考察

講演会セッションでは，様々な立場における福島復興への取り組みや考えについて共有した。また，JAEA による専門機関の観点からの口頭発表では，1F 事故への過去の対応状況や現在の状況等を紹介し，住民から継続的な情報発信の要望を得られた。

意見交換会セッションでは，1F 事故で得られた経験を大きく 3 種（感情，事実（震災時の状況や科学的な値等），教訓）に分類し，それらを誰へどう継承するかについて意見が交わされた。各参加者の置かれている状況により意見は様々であったが，共通意見として，感情の共有は難しいこと，職業・年齢・国等に捕らわれず多種多様な相手と経験を共有し継承すること，継承する情報を絞らずに地域全体の活動や個々の経験，1F 事故前後の状況等様々な情報を継承していくことがあげられた。

本ミーティングにより、各自がこれまでの活動を振り返るとともに様々な相手と経験を共有する機会が得られた。これを踏まえ，それぞれが今後の活動について検討を深めていくことが重要である。JAEA においては，今後も研究成果を広く情報発信し続けていくことが重要である。

---

*Yuya Endo[1], Tsuyoshi Maeda[1], Yasuhiro Uezu[1], Jacques Lochard[2], Christopher Clement[2], Hiroki Fujita[2], Ryoko Ando[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]International Commission on Radiological Protection, [3]Fukushima Dialogue

福島第一原発のトリチウム水問題の社会的側面

Social Aspects of Tritium Water Problems at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*澤田　哲生[1]

[1]東京工業大学・先導原子力研究所

福島第一原子力発電所にはトリチウムを含む汚染水がすでに100万トンを超えて貯留されている。トリチウム汚染水は国際的な慣例・基準に則り希釈して環境（海洋、大気）へ放出することが科学的および工学的見地からは可能であるが、それが実行できていない現実がある。トリチウムの環境中の総量、原子力施設からの恒常的な放出量、トリチウムの生物学的な影響を鍵として、トリチウム水問題の社会的側面を分析し議論する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、トリチウム汚染水、トリチウムの健康影響、有機結合トリチウム

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故で発生しているトリチウム汚染水は海洋や大気への放散ができず、すでに 100 万トンを超える量が貯留されている。トリチウム水は世界中の現行の原子力発電所や再処理施設からも大量に日々発生しているが、希釈して放出することが国際的な慣行である。しかし、トリチウム水の環境放出は風評被害のみならず人々の健康被害をもたらすとの言説が一部に流布している。本論では特に有機結合トリチウムの影響について論じる。

2. トリチウム水の環境放出

国連科学委員会(UNSCEAR)によれば、この地球上のトリチウムの総量が出す放射能は約 1,275,000 兆 Bq(1.275×10^{18}Bq)である。これは純度100％のトリチウム水に換算すれば、約23kg(23ℓ程度)に相当する。なお大気中で核実験が行われていた 1945 年～1964 年の間に発生したトリチウム量は$(1.8\text{-}2.4)\times10^{20}$Bq と推定されている。現在福島第一原子力発電所にあるトリチウム水に含まれるトリチウムの量は約1000兆 Bq である。この量は、世界の主な原子力施設の各々から1年間に環境放出されているトリチウムを下回る量である(表1)。また福島第一原子力発電所ではすでにトリチウムを含むサブドレン水は希釈して海洋放出してきている。希釈すればサブドレン水とトリチウムを含む汚染水に差異はない。

表１　主要各国の年間トリチウム放出量

セラフィールド再処理施設（英国）	1390 兆ベクレル / 年（2010 年実績）
ラ・アーグ再処理施設（フランス）	9950 兆ベクレル / 年（2010 年実績）
ブルース原子力発電所（カナダ）	1390 兆ベクレル / 年（2012 年実績）

3.　トリチウムの健康影響−有機結合トリチウムと生物濃縮−

このようにトリチウムは恒常的に環境中に存在し、その環境と生物は共存してきた。しかし、最近問題になっているのは有機成分として取り込まれた有機結合型のトリチウム（OBT：Organically Bound Tritium）である。トリチウム水の生物学的半減期が約10日であるのに対して、OBT のそれは 30～45 日とされている。そして OBT は〝高度に生物濃縮する〟という説が流布され[1)]、 Twitter などでその噂が拡散された[2)]。

4.　結言

カナダの研究者が Chalk River 研究所からのトリチウムを含む廃液が流れ込む敷地内の Perch 湖の生物を調べたところ、様々な生物で OBT 濃度が似ているので、生物濃縮は起こりそうにないとした。また、別の研究チームが同湖の様々な場所に移植されたムール貝を調べたところ、OBT 濃度は徐々に増加するが HTO 濃度を超えることがなかったとした。このように有機結合トリチウムの〝高度な生体濃縮〟は科学的に否定されている。

参考データ：1) http://www.cnic.jp/8115; 2) https://togetter.com/li/1271305; 3) Journal of Environmental Radioactivity Vol. 165 (2016) 280-285; 4) ibid., Vol. 102, Issue 1 (2011) 26-34.

*Tetsuo Sawada[1] , [1]Tokyo Tech.

General Meeting

Wed. Sep 11, 2019 12:10 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 3:10 AM - 4:00 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[1H_GM] 「社会・環境部会」第41回全体会議

[1H_GM] General Meeting

General Meeting

[1H_GM] 「社会・環境部会」第41回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:10 PM - 1:00 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[1H_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | I. General Issues：I. General Issues

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[1H09-12] Path to Consensus Building

Chair:Ryuichi Yamamoto(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1H09] Digitalize the Nationwide Map of Scientific Features for Geological Disposal

*Masashi Nishikawa[1] (1. Aoyama Gakuin Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1H10] Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation (12)

Did abnormal weather enhance the awareness of the usefulness of nuclear power?

*Atsuko Kitada[1] (1. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1H11] Development of an application for rough estimation of individual doses

Purpose, Plan and What we did in the first six months

*Takeshi Takahashi[1], Jun Goto[1], Tatsuya Kondo[1], Masahiro Sugawa[1], Naoki Kano[1], Hiroko Yoshida[2], Ken Ohno[3], Yusuke Oribe[3], Hidenori Yoshida[3] (1. Niigata Univ., 2. Tohoku Univ., 3. Niigata Univ. of Health and Welfare)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1H12] Diffusion and Uptake Activity on High revel radioactive waste disposal project for Metropolitan area residents of big power-consuming area.

Vitrified radioactive waste disposal in far off reclaimed island of Odaiba.

*Shinji Mitani[1] (1. Nuclear Communications)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

科学的特性マップのデジタル化

Digitalize the Nationwide Map of Scientific Features for Geological Disposal

*西川雅史[1]

[1]青山学院大学

本稿の目的は，科学的特性マップが生み出された時代背景を概観し，その汎用的利用を促すことの必要性および社会的諸条件を合わせて考慮することの必要性を指摘した上で，これらの課題を克服するための貢献として，画像データである科学的特性マップをシェープファイルとして再現し，一般公開することにある．

キーワード：高レベル放射性廃棄物，地層処分，科学的特性マップ，リスクコミュニケーション

1. 緒言

経済産業省は，高レベル放射性廃棄物の処分施設の立地先を選定するために「科学的特性マップ」を作成し，公表している．科学的特性マップは，その名の通り，科学的条件のみを示すものであって社会的条件を考慮しておらず，現実味のある議論を喚起し難い．また，汎用的利用が容易なデジタルデータとしては公開されておらず，第三者による活用が進んでいない．こうした状況は，研究者による取り組みでも改善できる．

2. 消極的な「科学的特性マップ」の利用状況

経済産業省原子力小委員会に属する放射性廃棄物ワーキンググループは，2016 年 10 月に公表した『科学的有望地の提示に係る社会科学的観点の扱いについて』において，「科学的有望地の提示に係る社会科学的観点からの要件・基準の設定はせず，地球科学的・技術的観点からの要件・基準のみに基づくことが適当と考える」との見解を示している．さらに加えて，「国民の間には多様な意見が存在し、特に用地確保の可能性に関しては「人が少ない」「土地利用が容易」といったことを重視すべきとの意見が見られる一方で，例えば，人口密度等を理由に都市部を処分地選定調査の候補対象から排除するようなことは好ましくなく，むしろそうした地域こそ電力の消費地として本問題に自分ごととして向き合うべき，といった意見も見られる．・・・現時点で何らかの線引きを行うよりもむしろ，今後のプロセスの中で、建設的な国民的議論を慎重かつ丁寧に進めていくことが適当である」とも語られている．この説明を素直に読めば，国民的議論となりそうな重要な争点についてはあえて言明したくないという政治判断が見えてくるが，その一方で，国民的議論の自発的な醸成を期待しているかのようでもある，しかし，科学的特性マップのデジタルデータを非公表にすることで，議論が活性化しすぎることが周到に避けられているのも事実である．

3. 結言

本稿では，高レベル放射性廃棄物の処分地選定について実効性のある検討材料が必要となっている時代背景を述べた上で，検討材料を湧出させる基盤となるであろう科学的特性マップをデジタル化した「再現版」（シェープファイル）を独自に作成する意図と，これを一般公開するまでの手順などを紹介する．関心のある研究者は，私どもが提供する「再現版」を活用し，地層処分施設の立地先の選定作業を前へ進めるために，自らの見識と信念とに従って国民にとって有益な検討材料を供給して欲しい．なお，本稿は，髙橋朋一氏（青山学院大学）と斎藤英明氏（青山学院大学大学院）との共同研究の一部である．

*Masashi Nishikawa
[1]Aoyama Gakuin Univ.

継続調査による原子力発電に対する世論の測定(12)
—異常気象は原子力発電の有用性認識を高めたか—

Measurement of Public Opinion on Nuclear Power Generation through Replicated Opinion Surveys (12)
Did abnormal weather enhance the awareness of the usefulness of nuclear power?

*北田 淳子
原子力安全システム研究所

1993 年以来、原子力発電に関する世論の継続調査を実施している。2018 年の調査結果から、人々は地球温暖化の影響をどのようにイメージしているか、異常気象の原因に CO_2 が関係していると思っているか、それらの認識と CO_2 削減積極性や原子力発電利用態度との関係について報告する。

キーワード：原子力発電、継続調査、世論、異常気象、地球温暖化、CO_2 削減

1. はじめに

太陽光発電の導入は進んでいるが、再稼動した原子力発電所は 9 基で、2016 年の発電分野における CO_2 排出量は、京都議定書の日本の削減義務に匹敵する約 7000 万トン 2010 年より増えた（エネルギー白書 2018）。2018 年は西日本豪雨や災害級猛暑に見舞われ、人々が地球温暖化の脅威を身近に感じた可能性がある。

2. 調査概要

関西地域の 18 歳～79 歳を対象に 2018 年 10 月に割当法・訪問留置き法で調査し 1000 人の回答を得た。

3. 結果と考察

(1) 意識の動向： 原子力発電の利用態度は、「利用するのがよい」が 10%、「利用やむをえない」が 52%で、肯定層は 2013 年以降若干増えている。今回は原子力発電が安定供給に役立つとの評価が少し増えた。

(2) 温暖化の影響のイメージ： 地球温暖化によって自然や環境・身近な生活などにどのような影響がでると思うか自由記述を求めた。890 人の記述から 53 項目（大分類では 15 個）をたて、回答者ごとに言及している項目を複数回答形式で整理した。「災害をもたらす気象現象」は 48%、「自然災害の被害」は 23%、「気候や気温の変化」は 38%、農作物の不作や不足や価格高騰などの「食料・水問題」は 22%の人が記述した。一方、「地形や生態系への影響」は 17%、「温暖化の事実や人為説の否定」は 0.8%であった。温暖化は地球のどこかで起きている遠い問題としてではなく、自らの暮らしに直接影響のある問題として受け止められているといえる。異常気象の原因に CO_2 が「強く関係している」は 36%、「少し関係している」は 37%、「関係していない・わからない」が 26%であった。関係していると思う層ほど「災害をもたらす気象現象」などの記述率が高く、2018 年の異常気象に人々が温暖化の脅威を感じたことがうかがえる。

(3) CO_2 削減意識と原子力発電の有用性評価： 日本の温室効果ガス排出量の削減を積極的に支持する意見や、原子力発電は温暖化対策として有効と認める意見は、2017 年調査と比べて増えていなかった。異常気象の原因に CO_2 が「強く関係している」と思う層は他の層と比べて、温室効果ガスの削減に積極的で、原子力発電を温暖化対策として有効と認める人もやや多いにもかかわらず、原子力発電の利用、とりわけ将来の利用の方向性については、明らかに否定的であった。

異常気象が多発する状況に温暖化の脅威を感じても、一般の人々がそれを原子力発電の有用性や電源の特性に自ら関連づけて考えることは期待しにくいことが示唆される。

---

*Atsuko Kitada
Institute of Nuclear Safety System, Inc.

個人被ばく線量簡易推定アプリの開発
開発目的と計画、初めの６ヶ月でできたこと

Development of an application for rough estimation of individual doses
Purpose, Plan and What we did in the first six months

*高橋 剛[1]，後藤 淳[1]，近藤 達也[1]，須川 賢洋[1]，狩野 直樹[1]，
吉田 浩子[2]，大野 健[3]，織部 祐介[3]，吉田 秀義[3]
[1]新潟大，[2]東北大，[3]新潟医療福祉大

低線量被ばくを受け入れるどうかの判断を非専門家の個人が感覚的にできるようにするツールを開発する。自然放射線由来・原発事故由来・医療被ばくなどの個人の総被ばく線量の簡易計算を行い、他地域のデータと比較できるスマホアプリを開発する。開発目的・計画・これまでの開発状況について報告する。

キーワード： 放射線リスク判断，リスクコミュニケーション，情報発信，スマホアプリ

1. 緒言

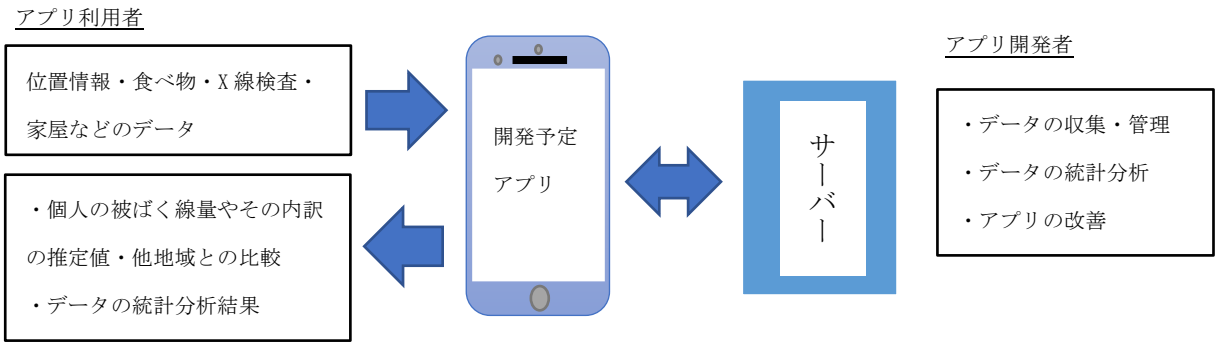
様々な団体により日本各地の放射線量率や被ばく線量調査が実施され、その測定データは印刷物やウェブページにより公表されてきた。しかし、放射線の専門家ではない人にとっては、線量率の数値だけではその値がどの程度のものなのかを把握することは難しい。また、福島県外では、原発事故被災地は危険で怖いと漠然と思っている人や、自分が普段どの程度被ばくしているのかを知らない人もまだまだ多い。

私たちは日頃から自然放射線や医療 X 線などである程度の被ばくをしているし､その量には個人差がある。放射線の専門家ではない個人が、追加被ばくがどの程度なのか自身で理解できるように、追加被ばく線量と総被ばく線量・地域差などとの比較結果を直感的に理解できる方法で提示するスマホアプリを開発する。

2. ３年間の目標と初年度（２０１９年度）の予定

３年間で目的のスマホアプリを開発して試験運用する予定である。さらに、低線量被ばくを受け入れるかどうかの判断に対して、開発するアプリが有用なツールであるか実証実験を行う。

初年度は、被ばく線量の各因子による推定方法を検討し、アプリの基本仕様を決定する。各線量推定機能をシミュレートし､実測値との比較から各線量推定法の精度検証を行う。さらに､アプリの必要性について､アンケート調査を行う。



謝辞 本プロジェクトは環境省の「平成 31 年度放射線の健康影響に係る研究調査事業」により実施されています。

*Takeshi Takahashi[1], Jun Goto[1], Tatsuya Kondo[1], Masahiro Sugawa[1], Naoki Kano[1],
Hiroko Yoshida[2], Ken Ohno[3], Yusuke Oribe[3], Hidenori Yoshida[3]
[1]Niigata Univ., [2]Tohoku Univ., [3]Niigata Univ. of Health and Welfare

電力大消費地である首都圏住民への地層処分事業に対する理解促進活動

―お台場はるか沖埋立地にガラス固化体を―

Diffusion and Uptake Activity on High revel radioactive waste disposal project for Metropolitan area residents of big power-consuming area.

－Vitrified radioactive waste disposal in Odaiba far off reclaimed island.－

*三谷　信次[1]、半谷　輝己[2],
[1]原子力コミュニケィションズ，[2]リスクコミュニケーションジャパン

過去に首都圏で発生した産業廃棄物は、地産地消の考え方から同じ首都圏に埋設処分しうまく解決してきた。同じ考え方から首都圏で過去に大量に消費した電気から発生した「核のゴミ」も同じ首都圏の科学的特性マップのグリーンの地域に埋設出来ないか机上検討した。これを基に首都圏住民の特に若い世代と対話し地層処分に対する理解を深めることで、過疎地域からの地層処分地立候補が容易にできないか検討を始めた。

キーワード：地層処分、理解促進活動、You-Tube、ガラス固化体、お台場

1. 緒言

NUMO―原子力文化財団の募集した地層処分研究施設見学について、団体や組織の人ではなく Facebook を通して関心の高い人達を募集した。原子力に比較的批判的な人達が多い一般人が集まってきた。このメンバーは一昨年は瑞浪深地層処分研究施設を訪問し、地層処分の技術的課題は概ね理解し、現世代で処分を始めるべしと結論した。同じメンバーで昨年六ヶ所再処理施設を訪問した。訪問後処分地はどこにするかが議論になり、首都圏の東京湾の埋立地を候補に立て「文献調査」を開始すべしとの提案をしてきた。

2. 方法

今年の主題は処分地の議論に絞られ、過去に一番多くの電力を使った首都圏住民が「核のゴミ」の処分について、当事者意識を持って首都圏内で地産地消すべきと主張。江戸時代から当時の庶民は生活で出たゴミはリサイクルし、最後に残ったゴミを江戸湾に埋設しその他の土砂とも合わせて埋立地を増やしてきた。明治時代から東京になっても埋立地は拡張され、昭和の時代には江東区の「夢の島」に東京 23 区のゴミトラックが押し寄せるに及び有名な「ゴミ戦争」が起きた。このとき東京都民は地産地消の認識に立ち返り、23 区それぞれに焼却炉を備えた清掃工場を作り、残った焼却ゴミだけが今でも埋立地に運ばれている。そこで私達は「核のゴミ」と言われている「高レベル放射性廃棄物」に対しても同様の認識に立ち、六ヶ所再処理施設でリサイクル処理された焼却ゴミに該当する残滓の「ガラス固化体」を、お台場はるか沖埋設地の地下３５０ｍの岩盤の奥深くに埋設するという発想をした。そのときの議論の内容を動画に収め Youtubu[1]に掲載した。今年３月から６月までのアクセス数は 400 余であった。I

3. 結論

今後は首都圏在住の将来を担う若い人達とこの件について対話し、「NIMBY(Not in my backyard)」を自分事としてどう捉えるかお互いに良く議論し、過去に実行してきた江戸庶民、昭和の都民に恥じない令和の提案ができないかと思っている。提案は始めたばかりだがこのような活動が広がり、全国規模で地層処分に対する話が盛り上がっていくことで、過疎地域からの処分地立候補が容易になることを期待したい。

[1] 動画、ミッドナイトラボ　https://www.youtube.com/watch?v=UUjiHLp-juk&t=

---

*Shinji Mitani [1], Terumi Hangai[2]
[1]Nuclear Communications., [2]Risk Communication. Japan

Oral presentation | I. General Issues：I. General Issues

Wed. Sep 11, 2019 3:50 PM - 5:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 6:50 AM - 8:30 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[1H13-18] Nuclear Education

Chair:Etsuro Saji(MHI NSE)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1H13] Class-On-Demand "Radiation Education and HLW Geological disposal" in Elementary schools in Japan

Transition of the last eight years

*Hiroko MIYUKI[1], Keiichi N. Ishihara[2], Naoki Yamano[3], Yuji Kodama[4], Shigeyuki Haga[5], Toshiharu Miyakawa[6], Kiyohiro Ueda[7,8], Go Shinzawa[9] (1. Workshops and Instructional Strategies in Education, 2. Kyoto University, 3. Tokyo Institute of Technology, 4. Momoyama Elementary School Attached to Kyoto University of Education, 5. Iwaki city Takasaka Elementary School, 6. JNFL Rokkasho Visitors Center, 7. Sonoda Women's University, 8. Otemae University, 9. NPO Reassurance Science Academy)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1H14] Study on human capacity building program for understanding and communicating the essence of risk-informed decision

*Tatsuya Itoi[1], Tsuyoshi Takada[1], Takenori Hida[1], Go Kikuchi[1], Yoko Matsunaga[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JANUS)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1H15] A User-friendly radiation dose evaluation Monte Carlo code for education / on-site use (2)

Comparison with PHITS and use in education

*Tetsuo Matsumura[1], Takanori Kameyama[1] (1. Tokai University)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1H16] Development and validation of large diameter Eu:LiCaAlF$_6$ scintillation detector for neutron measurement in educational experiments.

*Yuji Kato[1], Kenta Urano[1], Takanori Kameyama[1], Toshiaki Ohe[1], Eiji Takada[2] (1. Tokai University , 2. Toyama Technical College)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1H17] Development and Practical Study on Radiation Education Program for Teachers Using Nuclear Regulation Human Resource

*Yasuhisa Oya[1], Kenji Okuno[1], Takahiro Kayano[1], Kenichiro Mori[2], Toshihiro Ozeki[2], Yoshiyuki Fukuda[3], Naoki Miyamoto[4], Taku Nakamura[5], Akihide Kayano[6], Keisuke NIgawa[7] (1. Shizuoka University, 2. Hokkaido University of Education, 3. Miyagi University of Education, 4. Ibaraki University, 5. Gifu University, 6. Shimane University, 7. Hyogo University of Education)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[1H18] Investigation of High School Textbooks

Investigation of World and Japanese History, Geography, Modern Society,Ethics, Politics and Economy Textbooks

*Kazuhiko Kudo[1], Akira Kumagai[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAERO)

5:20 PM - 5:30 PM JST | 8:20 AM - 8:30 AM UTC

Time reserved for Chair

小学校における「放射線教育と地層処分」出前授業 8 年間の推移

Class-On-Demand "Radiation Education and HLW Geological disposal" in Elementary schools in Japan
Transition of the last eight years

*幸 浩子[1,2]，新澤 剛[1,3]，植田 清宏[1,4,5]，芳賀 重行[1,6]，兒玉 裕司[1,7]，宮川 俊晴[1,8]，山野 直樹[1,9]，石原 慶一[1,10]
[1]チーム EEE，[2]W.I.S.E.教育企画，[3]安全安心科学アカデミー，[4]園田学園女子大学，[5]大手前大学，[6]いわき市立高坂小学校，[7]京教大附属桃山小学校，[8]六ケ所げんねん企画株式会社，[9]東京工業大学，[10]京都大学

エネルギー環境教育を主軸に据えて，放射線の基礎知識および高レベル放射性廃棄物の処分方法と地層処分の課題を，講義や実験・体験だけでなく，批判的思考・アクティブラーニングのみゆカフェを授業で用い，授業による態度変容を調査，教育の有効性の確認を行なっている．

キーワード：エネルギー環境教育，放射線教育，高レベル放射性廃棄物，地層処分，小学校，出前授業，みゆカフェ

1. 緒言

持続可能な社会の構築に向け，「どのようなエネルギーを使うと，どのように環境に影響が生じ，それらがどのように私たちの生活に影響を与えるのか」総合的に考え，実践的な取り組みを推進する必要がある．出前授業は，このような授業の提供方法の一つである．

2. 出前授業

エネルギー環境教育を主軸に出前授業を 2010 年より 1 都 1 道 2 府 9 県で実施. 総参加者は 8000 名を超える（表 1）.

表 1　エネルギー環境・放射線教育等の出前授業実績

学年＼年度	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	年度＼総数
1年			10	5	22	24	49	52	51	213
2年			10	4	22	24	45	47	49	201
3年		5	11	5	26	34	111	120	45	357
4年	78	193	34	66	47	115	107	99	44	783
5年		317	229	117	45	71	42	0	80	901
6年		1323	455	320	587	242	126	250	72	3375
中学		128	130	96	240	180	387	343	223	1727
高校					29	34	0	0	0	63
教職員/PTA	4	85	60	38	50	112	74	82	27	532
大学		8	0	0	27	0	20	0	0	55
一般/社会人						15	10	13	12	50
参加者数	82	2059	939	651	1095	851	971	1006	603	8257
訪問学校数	1	25	13	8	21	14	6	9	6	103

所在地：北海道，青森，山形，福島，茨城，千葉，東京，神奈川，愛知，和歌山，京都，大阪，鹿児島(離島)

2-1. 授業内容と方法

小学校高学年の授業方法，授業内容と学習の目当ては次のとおりである．

- 授業方法：クイズ仕立ての座学，実験，授業前中後の印象／意識調査，テスト，みゆカフェ[1)]
- 授業内容と学習の目当て：【エネルギー環境】一次エネルギーの種類と発電方法，使うとなくなるエネルギーとなくならないエネルギー．【放射線】放射能・放射線・放射性物質，五感に感じない事，身の回りにある事，生物に影響する事，役立つが危険である事，防御方法，測定できる，リスクとは何か．【高レベル放射性廃棄物】様々な処分方法，地層処分，課題と解決案．

2-2. 授業による態度変容の推移

2010 年から 2011 年原発事故前の調査は，発電に関する印象調査であり，原子力は安全なエネルギーの 1 つとして歓迎されており，放射線に関する感情・知識はほとんどないと考えられる．2011 年の事故後，原子力は一変して危険で殺意的なエネルギーと認識されるようになる．2011 年 9 月以降の印象調査では放射線の印象として，原発事故の被災地「あびると死ぬ．私たちは死んでしまうのか？」に対し，非被災地「福島県」という回答が多くみられるなど特徴的な相違が確認された．2015 年を過ぎるころから，被災地・非被災地の調査結果に大きな相違は確認できなくなった．

1）みゆカフェ：個々のブレインストーミング(B.S.)の結果を基に，彼我が B.S.する連鎖反応効果を活用した討議法

3. 結論

出前授業は有効な教育手段であり，経年の態度変容の推移は，子どもの年齢差による経験の忘却，取り巻く社会環境や社会情勢の変化などがその要因と考えられる．正しいエネルギー知識と理解の下に，将来，エネルギーの意思決定ができるよう，学校においてはこの様な出前授業やみゆカフェを活用してほしい．

*Hiroko Miyuki[1,2], Go Shinzawa[1,3], Kiyohiro Ueda[1,4,5], Shigeyuki Haga[1,6], Yuji Kodama[1,7], Toshiharu Miyakawa[1,8], Naoki Yamano[1,9], Keiichi N. Ishihara[1,10]
[1]Team Energy Environmental Education, [2]Workshops and Instructional Strategies in Education, [3]NPO Reassurance Science Academy, [4]Sonoda Women's University, [5]Otemae University, [6]Iwaki city Takasaka Elementary School, [7]Momoyama Elementary School Attached to Kyoto University of Education, [8]JNFL Rokkasho Visitors Center, [9]Tokyo Institute of Technology, [10]Kyoto University

リスクの本質を理解・伝達できる人材教育プログラムの検討

Study on human capacity building program for understanding and communicating the essence of risk-informed decision

*糸井 達哉[1]，高田 毅士[1]，肥田 剛典[1]，菊池 豪[1]，松永 陽子[2]
[1]東京大学，[2]日本エヌ・ユー・エス

本稿では、外的事象などの不確実さが大きい事象に対する原子力安全に係る意思決定に関する人材育成プログラムの検討の背景と計画、検討状況について報告する。

キーワード：不確かさ，意思決定，教育プログラム

福島第一原子力発電所事故を受け、原子力安全、特に外的事象等の不確かさが大きい事象にかかわる意思決定の重要性が改めて指摘されている。その意思決定においては、多様なステークホルダ間の議論が重要であり、原子力発電所の安全性を継続的に向上させるという観点からは、不確実な工学的問題を社会と共考し意思決定することに係る意識醸成及び技術者の能力向上が必要である[1]。そこで、本検討では、意思決定に関わる議論の基盤となる人材教育プログラムの検討を行った。教育プログラムの検討では、以下の点に主眼を置き、講義と例題[2]を用いたグループ演習を組み合わせたプログラムの作成を検討している。

- 技術者は、様々な分野を統合するという点において重要な役割を担うこと
- 技術の議論においては、その上位事項（目標や性能のクライテリア、制約条件等）の明確化に係る議論が必須であること
- 問題の特性を的確に把握すること。例えば、外的事象のような不確かさが内在する問題については、その取扱いをタブー視せず、その意思決定の過程を正当化する努力が必要であること
- 完全性や正確性を失わず、かつ、可能な限り専門用語を用いずに複雑でない議論が重要であること
- 専門家と社会とのコミュニケーション以前の問題として、異分野専門家間間でリスクに関する議論が重要であること

電力事業者が、取り組んでいる喫緊の課題の一つにリスク情報を活用した意思決定（RIDM）があり、本教育プログラムとも親和性が高いと考えられる。今後、原子力業界（特に事業者）の技術者が工学・リスクの考え方に精通するプログラム、及び、RIDM の考え方の普及させるための教育プログラムと位置づけて、上記の教育プログラムを構築する予定である。

謝辞

本検討は、資源エネルギー庁平成 30 年度「原子力の安全性向上を担う人材の育成事業」として実施した。

参考文献

[1] 例えば，資源エネルギー庁　自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ」，原子力の自主的安全性向上の取組の改善に向けた提言，2015.

[2] 菊池・糸井・肥田・高田，原子力発電の技術的争点に係る要素の共有手法の提案，日本原子力学会 2019 年秋の大会.

*Tatsuya Itoi[1], Tsuyoshi Takada[1], Takenori Hida[1], Go Kikuchi[1] and Yoko Matsunaga[2]

[1]Univ. of Tokyo, [2]JANUS

教育や現場で使い勝手の良い放射線量評価モンテカルロ法コード(2)
PHITS との比較および教育での利用

A User-friendly radiation dose evaluation Monte Carlo code for education / on-site use (2)
Comparison with PHITS and use in education

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[1]

[1] 東海大

モンテカルロ法に要する専門知識と利用技術の修得のため、教育および現場で使える Microsoft Excel VBA を用いた使い勝手のよい線量評価コード「S-Monte」を開発している[1]。体系の入力を XYZ 座標に限定し、Point detector を含む各種 Estimator (Tally)や線源位置の推定支援機能を有している。MATXSLIB-J4 ライブラー[2]から本コードで利用可能な多群のγ線量評価用のファイルを作成し、連続エネルギーの粒子・重イオン輸送計算コード PHITS[3]との線量計算結果の比較を進めた。また、教育現場での利用について議論する。

キーワード：線量評価，モンテカルロ法、教育、現場利用

1. 計算機能　開発した S-Monte は、計算機能として Track length、Point detector、Surface crossing および Collision の Estimator (Tally)を用意している。また、地表に堆積した環境放射線源の位置と強度を、建屋内の空間線量から随伴 (adjoint) 計算を用いて推定支援する機能なども用意している。

2. 検証計算　MATXSLIB-J4 ライブラーから本コードで利用可能なエネルギー42 群のγ線量評価用のファイルを作成し、PHITS との比較を進めた。γ線束-線量変換には原子力学会標準の線量換算係数[4]を使用した。環境放射線源からの線量を評価するため、地表に堆積した Cs-137 点線源による建屋内の線量分布を S-Monte と PHITS で計算し、1m 毎の高さ平均の線量について一致を見た（Fig. 1）。但し、鉛の遮蔽など遮蔽効果の大きい場合には課題が残されている。

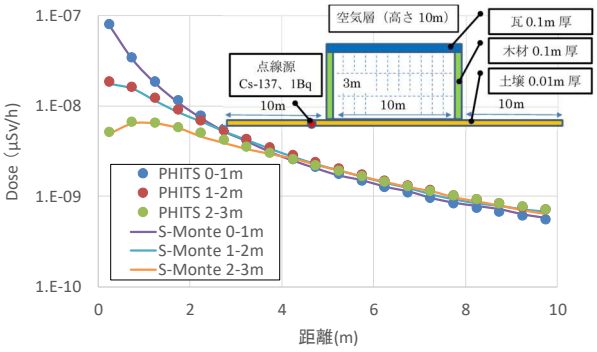


Fig. 1 建屋内の線量分布の比較

3. 授業・現場での活用　本コードを当学科の原子力の授業で使用し、学生は建屋の壁（木材とコンクリート）の違い、地表面の土壌の厚みの線量への影響などを自ら計算し、理解を深めている（Fig. 2）。学生からは、計算手順が明快であるとの好評価も得ている。今後も線量評価に向けて検証作業を進めるとともに、授業から得た成果から利用法などを向上する。また、環境放射能や放射線照射施設の現場等での実用に供する計画である。

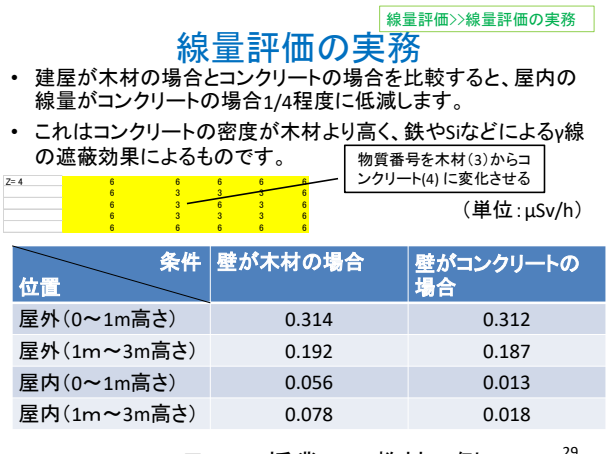


Fig. 2 授業での教材の例

［文献］

1. 松村、亀山、原子力学会 2019 年春の年会 2J13
2. K. Shibata, et al., JENDL-4.0, J. Nucl. Sci. Technol. **48**, 1, pp 1-30 (2011).
3. T. Sato, et al., PHITS, J. Nucl. Sci. Technol.,**55**, 6, pp 684-690 (2018)
4. 日本原子力学会標準 AESJ-SC-R002-2010

* Tetsuo MATSUMURA[1] and Takanori KAMEYAMA[1]

[1]Tokai University

教育実験における中性子計測用の大口径 Eu:LiCaAlF6 シンチレーション検出器の開発・検証

Development and validation of large diameter Eu:$LiCaAlF_6$ scintillation detector for neutron measurement in educational experiments.

*加藤　祐嗣[1]，[1]浦野　健太，[1]亀山　高範，[1]大江　俊昭，[2]高田　英治
[1]東海大学　[2]富山高専

学生実験用に大口径の Eu:$LiCaAlF_6$ シンチレーション検出器を開発し、^{241}Am-Be 中性子源とポリエチレン減速材からなる体系にて熱中性子束を計測した。計測結果を、^{3}He 比例計数管の計測値および中性子輸送計算コード PHITS の計算結果と比較し、本検出器の特性・性能を確認・検証した。
キーワード: Eu:$LiCaAlF_6$,　^{241}Am-Be 中性子源,　熱中性子束,　ポリエチレン減速材

1. 緒言

東海大学原子力工学科では中性子の拡散・減速・吸収の理解を深めるために、^{3}He 比例計数管を用いて学生実験を行っている。^{3}He の供給不足を機に当研究室では Eu:$LiCaAlF_6$ シンチレーション検出器に着目し、学生実験に向けて開発を行っている[1)]。本検出器は比例計数管とは異なる計測原理で構成され、計測技術の理解をより深めることにも適している。

表1 検出器と中性子源の仕様

シンチレーション検出器		^{3}He比例計数管
Eu:$LiCaAlF_6$		^{3}He 0.4[MPa]
形状[10^{-3}m]	φ 50×5	φ 25.5×300
波長[10^{-6}m]	370	
PMT	H6559 φ 65×218[10^{-3}m]	
印加電圧[V]	−2000	+1700
中性子源	核種	^{241}Am-Be
	発生数 [個/s]	4.4×10^{5}

2. 実験体系・方法

トクヤマ製 Eu:$LiCaAlF_6$ シンチレータ+浜松ホトニクス製 PMT+信号回路系(前置増幅器+増幅器)+データ処理系(MCA 等)により中性子検出器を構成した。PMT の受光面径をφ0.065m とシンチレーション径φ0.05m より大きくした。計測実験の体系を図 1 に示す。中性子源と検出器の距離を 0.15m で固定し、カドミウム(Cd)板厚さ 0.001m で線源からの熱中性子を除き、その後方に、中性子の減速・吸収の効果を見るためにポリエチレン(PE)板厚さ 0〜0.08m を減速材、PE 板の後方に鉛(Pb)板厚さ 0.03m をγ線の遮蔽材として設置した。同様に Eu:$LiCaAlF_6$ シンチレータの位置に ^{3}He 比例計数管を置換した。計測時間は 600 秒とした。PHITS コード[2)]の T-deposit 機能を用いて、図 1 の検出部の熱中性子束を中性子発生数 2×10^{7} 個で計算した。

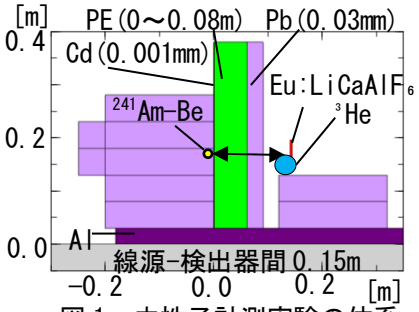


図 1.　中性子計測実験の体系.

3. 実験結果と考察

PE 厚さ 60mm の場合の本検出器による波高分布を図 2 に示す。本検出器はγ線に起因する信号も捉えるため、中性子との弁別が必要である。波高分布から雑音+γ線の計数率を指数関数近似で求め、全計数率との差を中性子計数率とした。中性子計数率の積分値 R と ^{6}Li(n,t)反応の熱中性子束に対する平均断面積[3)] σ から熱中性子束(ϕ_{th})を算出した。その際、シンチレーション光(370nm)のシンチレータ内の散乱透過率 27.5%を考慮した。同様に、^{3}He 比例計数管の計測値と ^{3}He(n,p)反応の平均断面積から PE 厚さに対する ϕ_{th} も算出した。それらの結果を PHITS の結果と共に図 3 に示す。PHITS による計算値と本検出器の計測値を比較して、PE0mm、20mm のときの差は拡大したがそれ以外の差は 7%未満となった。^{3}He 比例計数管の ϕ_{th} は他より大きくなったため、相対比較を行うが、両計測値と計算値とともに PE0.06m の場合で熱中性子束がピークとなった。両検出器ともに、PE0.06m までは減速効果を、PE0.07m 以上では吸収効果をそれぞれ確認できた。
今後、ϕ_{th} 算出法と計測の精度の向上を続け、学生実験への導入を進める。

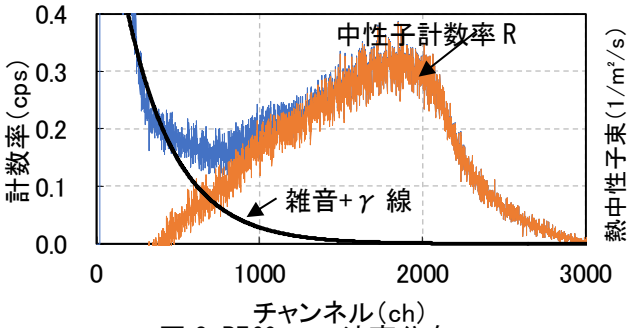


図 2 PE60mm の波高分布.

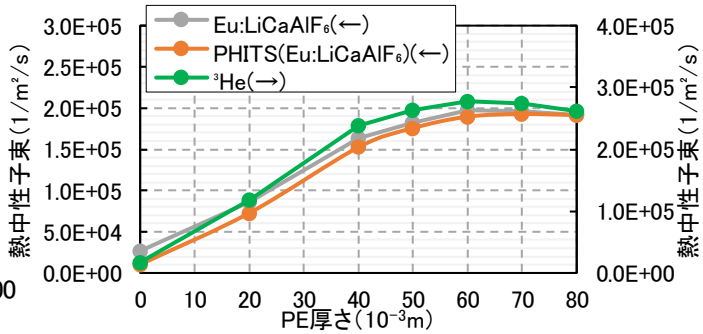


図 3 熱中性子束分布の比較.

参考文献
1) Nucl. Instrum Methods A, 802, 1-4(2015).
2) J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).　3)核データの表 http://wwwndc.jaea.go.jp/NuC/index_J.html

*KATO Yuji[1], URANO Kenta[1], KAMEYAMA Takanori[1], OHE Toshiaki[1], TAKADA Eiji[2]
[1]Tokai Univ. [2]National Institute of Technology, Toyama College

原子力規制人材育成における学校教員向け放射線教育プログラムの開発及び実践研究

Development and Practical Study on Radiation Education Program for Teachers Using Nuclear Regulation Human Resource

*大矢恭久[1], 奥野健二[1], 萱野貴広[1], 森健一郎[2], 尾関俊浩[2], 福田善之[3], 宮本直樹[4], 中村 琢[5], 栢野彰秀[6], 庭瀬敬右[7], 粟田高明[8], 内ノ倉真吾[9], 清水洋一[10], 濱田栄作[10], 寺木秀一[11], 小長谷幸史[11], 重松宏武[12]
[1]静岡大学, [2]北海道教育大学, [3]宮城教育大学, [4]茨城大学, [5]岐阜大学, [6]島根大学, [7]兵庫教育大学, [8]鳴門教育大学, [9]鹿児島大学, [10]琉球大学, [11]新潟薬科大, [12]山口大学

本研究では教員養成課程の学生に着目し、将来の学校での放射線教育実践に向けた教育プログラムを開発・実践した。これまで 3 年間改善を試み、満足度を高めてきた。その結果、実習の目的を明示し、学校現場で実践できる題材を組込むことで将来の教員養成に不可欠な知識の獲得が可能になることが示唆された。

キーワード：放射線教育，原子力規制人材育成

1. 緒言

学習指導要領の改訂により、学校における放射線教育の重要度が増しており、放射線に関するリテラシーの高い教育者の育成が求められている。そのため、大学の教員養成課程における放射線教育は重要な役割を担っている。そこで、原子力規制人材育成事業を活用し、将来の放射線教育実施教員を養成するためのカリキュラムを開発・構築・実践し、その効果について検証・改善を繰り返しながら満足度の高い放射線教育カリキュラムの構築を試みた。

2. 方法

各大学でのカリキュラムにあわせ、放射線の基礎知識に関する講義、放射線測定実習、放射線の定量評価、放射線測定器の特性実験、放射線利用に関する実験から選択して実施することとした。これらの講義・実習カリキュラム実施後に、受講生にアンケートを記入してもらい、本事業における放射線教育の効果について検証するとともに、次年度のテキストの改訂およびカリキュラムの改善を図った。

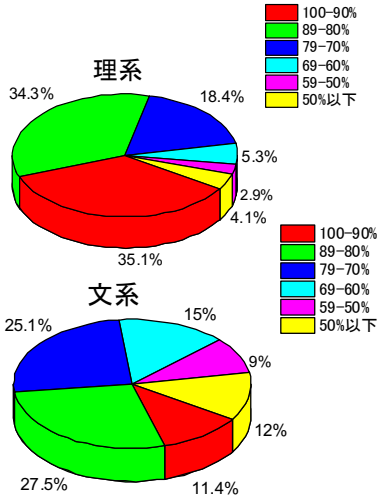


図　理系・文系における講義・実習満足度調査結果

3. 結論

図に本事業における講義・実習の満足度を理系および文系学生ごとにまとめた。理系では高い満足度が得られたが、文系では理系ほど高い満足度が得られていないことがわかる。これは、実習時間の制約と講義・実習内容を理解しきれていないことに起因すると考えられる。そのため、講義・実習の動機付けやフォローアップを充実させることが必須であると考えられる。また、学校現場で使える資料を提供し、即戦力の教員養成のためのプログラムとして今後も改善していく予定である。

---

*Yasuhisa Oya[1], Kenji Okuno[1], Takahiro Kayano[1], Kenichiro Mori[2], Toshihiro Ozeki[2], Yoshiyuki Fukuda[3], Naoki Miyamoto[4], Taku Nakamura[5], Akihide Kayano[6], Keisuke Niwase[7], Takaaki Awata[8], Shingo Uchinokura[9], Yoichi Shimizu[10], Eisaku Hamada[10], Shuichi Teraki[11], Yukifumi Konagaya[11], Hirotake Shigematsu[12]

[1]Shizuoka Univ., [2]Hokkaido Univ. of Edu., [3]Miyagi Univ. of Edu., [4]Ibaraki Univ., [5]Gifu Univ., [6]Shimane Univ., [7]Hyogo Univ of Edu., [8]Naruto Univ. of Edu., [9]Kagoshima Univ., [10]Univ. of the Ryukyus, [11]Niigata Univ. of Pharm. Appl. Life Sci., [12]Yamaguchi Univ.

高等学校教科書のエネルギー・環境・原子力関連記述に関する調査と提言

ー地理歴史（世界史，日本史，地理），公民（現代社会，倫理，政治・経済）教科書の調査−

Investigation of High School Textbooks

Investigation of World and Japanese History, Geography, Modern Society,

Ethics, Politics and Economy Textbooks

*工藤　和彦[1]，熊谷　明[2]

[1]九大，[2]元日本原子力文化財団

キーワード：高等学校教科書の調査，地理歴史，公民，エネルギー，原子力，環境

1. 緒言

2009 年に高等学校学習指導要領が改訂された。これに基づく地理歴史（世界史、日本史、地理）および公民（現代社会、倫理、政治・経済）の教科書ではエネルギーや原子力の利用などを取り上げている。そこで，原子力学会教育委員会は 2019 年度から使用される教科書(28 点)における世界各国および日本のエネルギー，原子力利用などに関する記述のほか，東京電力福島第一原子力発電所事故に関連した記述の調査を行い，教科書のさらなる充実を図っていただくことを目的として 6 項目の提言をまとめた。

2. 適切でない教科書の記述例

- 「ヨーロッパの人々は，自国や他国に対しても原子力政策の見直しを求め，脱原発の世論が拡大していきます」,「福島第一原発の事故をうけて，世界の国ぐにではエネルギー政策の見直しがはじまった。 ドイツやベルギーといった原発依存度が高い国も「脱原発」を決定し，…」
- 「原発は大都市以外の僻地に立地交付金などを出して開発を進めているため国の財政援助が大きく，これらを含めればコストは安くない」　等々

3. 教科書記述への提言

提言 1　世界の原子力発電利用の状況の正確な記述　： 世界で原子力発電所の廃止を決めたのは 4 ヵ国で, 現在利用していて将来も利用を考えている国は 19 ヵ国, 利用の計画がある国は 14 ヵ国ある。

提言 2　日本のエネルギー政策と原子力発電についての適切な解説　： エネルギー基本計画が示す電源構成比率として，火力（主として天然ガスおよび石炭）56%，再生可能エネルギー22～24%，原子力 22～20%といった方針であることの説明を望みます。

提言 3　東京電力福島第一原子力発電所事故についての適切な記述　： 同事故の原因について「東日本大震災における地震で津波が発生し発電所の敷地内に襲来したが，冷却機器が稼働を続けられるような安全対策を考慮していなかったために事故に至った」といったより正確な説明を望みます。

提言 4　原子力安全とリスクについてのバランスの取れた解説　： 技術的見地からの安全性と，市民の感覚を踏まえた安心のバランスに立った記述とされることを提言します。

提言 5　放射性廃棄物の処理処分についての現状を踏まえた記述　： 放射性廃棄物の処理・処分の実状を踏まえた記述がされることを提言します。

提言 6　原子力利用について賛否両論を取りあげた記述

原子力発電を利用するにあたっては，国民の理解が不可欠であり，安全･安心の確保が最優先です。生徒にこのような問題を考えさせる場合，賛否両論を取り上げたバランスの取れた記述となることを提言します。

---

*Kazuhiko Kudo[1] and Akira Kumagai[2]

[1]Kyushu Univ. [2]Japan Atomic Energy Relations Organization

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-1 Isotope Separation, Application of Isotopes, Uranium Enrichment

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 10:35 AM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:00 AM - 1:35 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[1I01-02] Isotope Separation and Analysis

Chair:Koichi Uozumi(CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1I01] Molybdenum isotope enrichment by column chromatography using crown ether resins

*Kazuki Tanoshiro[1], Chizu Kato[1], Satoshi Fukutani[2], Syun Sekimoto[2], Tsutomu Ohtsuki[2], Takeshi Ohno[3], Toshiyuki Fujii[1] (1. Osaka Univ., 2. Kyoto Univ., 3. Gakushuin Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1I02] A compact external cavity laser diode coupled tapered amplifier system for isotope separation and analysis

*Stephen Robert Wells[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ. of Tokyo)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

クラウンエーテル樹脂を用いたカラムクロマトグラフ法による モリブデンの同位体分離

Isotope separation of Molybdenum by column chromatography using crown ether resins

*田野城 一希[1], 加藤 千図[1], 大野 剛[2], 福谷 哲[3], 関本 俊[3], 大槻 勤[3], 藤井 俊行[1]
[1]大阪大学, [2]学習院大学, [3]京都大学複合原子力科学研究所

クラウンエーテル樹脂を用いたカラムクロマトグラフ法によりモリブデンの同位体分離を行った。1 m のガラスカラムに樹脂を充填させ、モリブデン塩酸溶液を注入した。得られたサンプルの同位体比をマルチコレクター型誘導結合プラズマ質量分析計(MC-ICP-MS)で精密測定した。

キーワード： モリブデン、同位体分離、医療応用、カラムクロマトグラフィー

1. 諸言

核医学検査の一つである SPECT には放射性薬剤として ^{99m}Tc が利用されている。^{99m}Tc は ^{99}Mo からのγ崩壊により生成される。現在 ^{99}Mo は全て海外から輸入されており、国産化が検討されている。国産化の一つの手法として ^{100}Mo(γ,n)^{99}Mo 反応を用いた生成法がある。本研究ではこの反応の効率化を目的とし、クラウンエーテル樹脂を用いたカラムクロマトグラフ法によりモリブデンの同位体分離を行った。マルチコレクター型誘導結合プラズマ質量分析計(MC-ICP-MS)で精密同位体分析を行い、同位体分離係数を求めた。

2. 実験方法

2 M, 5 M, 9 M の塩酸それぞれに Mo(VI)を 0.1 M になるように溶解させた。1 m のガラスカラムにクラウンエーテル樹脂(DB21C7,DB18C6)をそれぞれ充填し、コンディショニングを行った。樹脂にモリブデン塩酸溶液を高圧ポンプにより注入し、溶離液を 2 ml ずつ回収した。得られたサンプルを誘導結合プラズマ発光分光分析装置(ICP-AES)によりモリブデン濃度分析を行った。MC-ICP-MS を用いてサンプルのモリブデン同位体比を測定した。測定結果から同位体分離係数εと分離一段の高さ(HETP)を求めた。[1][2] 以上の結果より、同位体分離係数が最も高かった 9 M 塩酸において DB15C5(1 m)と DB21C7(2 m)の同位体分離実験を行い、同位体分離係数と HETP を評価した。

3. 結果・考察

DB18C6resin、9 M 塩酸の結果を図 1 に示す。同位体測定の結果、前端のサンプルに重いモリブデン同位体が濃縮していることが分かった。最も高い同位体濃縮係数は DB18C6 の 9 M 塩酸で $^{100}\varepsilon=2.5\times10^{-4}$ であった。しかし、HETP は DB21C7 の方が短く、分離性能が良いことが分かった。

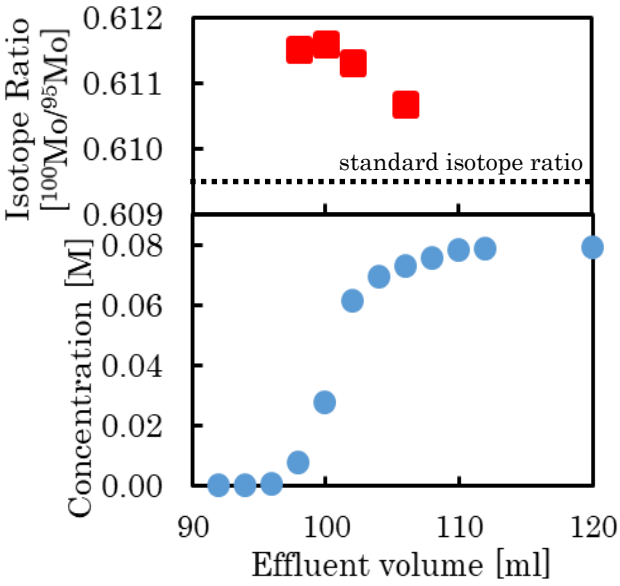


図 1 DB18C6resin 9 M 塩酸の結果

参考文献

[1] F.H.Spedding, J.Am.Chem. Soc., 77, 6125 (1955)

[2] Y.Fujii, Sep.Sci.Technol., 20, 377 (1985)

*Kazuki Tanoshiro[1], Chizu Kato[1], Takeshi Ohno[2], Satoshi Fukutani[3],Shun Sekimoto[3], Tsutomu Otsuki[3], Toshiyuki Fujii[1]

[1]Osaka University, [2]Gakushuin University, [3]Institute for integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

A compact external cavity laser diode coupled tapered amplifier system for isotope separation and analysis

*Stephen R. Wells[1] and Shuichi Hasegawa[1]

[1]Univ. of Tokyo.

An external cavity diode laser coupled tapered amplifier system was constructed on a single heatsink/baseplate to allow for easy portability and compact, laboratory bench-top scale usage. Description of the design and construction, as well as pertinent characteristics is provided. The system is intended for isotope selective purposes, in particular, the quantification and analysis of Ca-41 for nuclear decommissioning, but the system may be applied to any appropriate isotope.

Keywords: laser resonance excitation, external cavity laser diode, tapered amplifier, miniaturization, portability

1. Introduction

For atomic spectroscopy and isotope analysis related experiments where laser irradiationis required, it is popular to use diode lasers (in the form of external cavity diode lasers: ECDLs), due to their relative affordability, ease of setup and high frequency tunability. However, their main drawback is in their comparatively low lasing intensities. In applications where a high lasing power is required, such as for the low cross-section transition in a resonance ionization scheme, often less-readily tunable lasers are used. Semiconductor devices known as tapered amplifiers (TPAs) can be used to amplify a seed laser diode beam while preserving its frequency tunability (see, e.g. Ref. [1]), providing an advantage over other laser systems. Here we describe the construction of an ECDL coupled with a TPA with both mounting blocks [2] and intermediary optics sited on a single baseplate, as opposed to separate enclosures.

2. Methods

In a first design iteration wherein the ECDL and TPA mounts were separately placed on individual heatsinks, it was found that when the system was operated at the power output required for Ca resonance ionization experiments (~250 mW), the ECDL seed beam coupling rapidly degraded, causing the power output to decay rapidly to non-useful levels. It was found that the individual heat sink was not capable of absorbing the heat produced by the TPA, and the subsequent thermal expansion dislocated the ECDL coupling. The solution was to place both the ECDL and TPA on a single heatsink base, thermally capable of mitigating the heat flux from the TPA. Alongside this, methods in coupling the ECDL to the TPA are fully discussed, as well as thermal characterization through MATLAB simulation and direct measurement.

3. Conclusion

An all-on-one baseplate ECDL seeded TPA laser system is constructed; it was found that control of the thermal conditions is absolutely essential for maintaining seed beam coupling and hence stable operation for experimentation, therefore a full design justification and characterization is provided here. Design motivations included portability for easy transport to collaborating laboratories, as well as miniaturization for laboratories where space is a premium, with possible application to mobile systems. The unit provides stable, high-power output confirmed to be suitable for isotope selective resonance ionization experiments for radioisotope analysis (LIBS for nuclear material analysis, isotope selective separation procedures etc.).

References

[1] A. C. Wilson *et al.* Appl. Opt. **37**, 4871 (1998)

[2] J. C. B. Kangara *et al.* Am. J. Phys. **82**, 805 (2014)

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

Wed. Sep 11, 2019 10:35 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[1I03-07] Advanced Analytical Chemistry

Chair:Takeshi Tsukada(CRIEPI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[1I03] Development of laser absorption analtyical spectroscopy with glow discharge atom source

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

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1I04] Measurement of Ba mass bias factor in triple quadrupole inductively coupled plasma mass spectrometry

*HIROKI SHIBAHARA[1], MAMI YUKI[1], YUKIKO OISHI[1], YASUTAKA TAKEUCHI[1] (1. ATOX)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[1I05] Optimization of chromatography method for an advancement of trace analysis of ^{151}Sm

*Masaaki Yoshida[1], Tsuyoshi arai[1], Ryotatsu Matsushima[2], Yasuo Saito[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1I06] Adsorption behavior of trivalent actinides and lanthanides on pyridine resin in sodium nitrate aqueous solution

Fauzia Hanum Ikhwan[1], Chikage Abe[2], Kenji Konashi[2], *Tatsuya Suzuki[1] (1. Nagaoka Univ. Technol., 2. Tohoku Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1I07] XAFS study on the local structure of U(V) in Ternary transition metal uranates

*Daiske Akiyama[1], Takayuki Nagai[2], Yoshihiro Okamoto[2], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1,2] (1. Tohoku univ., 2. JAEA)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

グロー放電原子蒸気源を有するレーザー吸収分光分析システムの開発

Development of laser absorption analytical spectroscopy on glow discharge plasma cell

*石川大裕 [1]，岩田圭弘 [1]，長谷川秀一 [1]

[1] 東大

東京電力福島第一原子力発電所の事故により発生した放射性廃棄物を分析するために，高電圧印加による放電プラズマとレーザーを用いた分光分析システムの開発を行っている。今回は燃料模擬金属として注目している Tm の吸収分光の検出限界の評価及びさらなる高感度化システムの開発について報告する。

キーワード：放電プラズマ，吸収分光，検出限界，キャビティリングダウン分光

直流高電圧印加により発生する放電プラズマは励起断面積及び電子密度に依存するものの，電子衝突により原子を様々なエネルギー準位へ励起できる。これにより励起準位間の光遷移を達成することが可能であるほか，放電電極近傍は電位差が大きく変化することにより,電極へのイオン衝突を起点とした電極表面近傍の原子を叩き出すスパッタリングが起こる。これはイオンインプランテーションを主な目的とするイオンビームにはないような放電プラズマの特長であり，物質加工の表面改質や半導体製造に用いられ，装置系が小規模ながらも硬い試料や溶解しにくい試料などを比較的純粋な原子の状態で供給可能である。

春の年会で発光分光における検出限界の評価について報告を行った。これを踏まえて,さらに少量の検出が可能な吸収分光を試み,検出限界の評価を行った。この結果，吸収分光は発光分光と比べるとダイナミックレンジは小さいものの,感度が高いことが示された。

そこで、吸収分光よりもさらに少量の検出が可能な実験系の開発に取り組むことにした。数あるレーザーをプローブとする吸収分光のうち,キャビティリングダウン分光法[1]に注目した。本手法の利点として光路長を一対の高反射ミラーにより長くすることにより少量の測定が行えるほか,リングダウン信号と呼ばれる高反射ミラーからの漏れ光の緩和時間である時定数を測定するのでレーザーの光強度揺らぎを受けにくい。今回我々は 405 nm 中心の高反射ミラー（CRD Optics, 901-1010-0405）を導入して,キャビティリングダウン分光法のためのセットアップを構築した(図 1)。本発表ではキャビティリングダウン分光のための準備を含め,その進展を報告する。

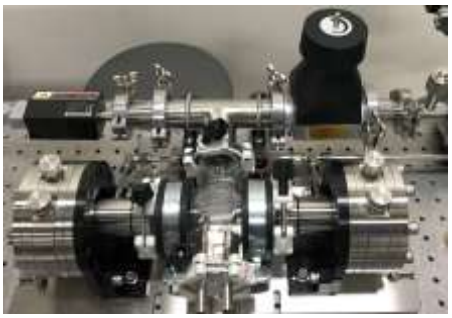


図 1　構築したキャビティリングダウンの実験系

参考文献

[1] A. O'Keefe and D. A. G. Deacon, *Rev. Sci. Instrum.* **59**, 2544 (1988).

*Daisuke Ishikawa[1], Yoshihiro Iwata[1], and Shuichi Hasegawa[1]

[1]Univ. of Tokyo

トリプル四重極誘導結合プラズマ質量分析法における Ba マスバイアス係数の測定

Measurement of Ba mass bias factor in triple quadrupole inductively coupled plasma mass spectrometry

*芝原 裕規, 結城 真美, 大石 有希子, 竹内 康隆

(株) アトックス

トリプル四重極 ICP-MS(Agilent 社製 ICP-QQQ)を用いた Ba の同位体比測定における質量差別効果を調べた。各種のコリジョン-リアクションセル(CRC)ガスを用いて測定した Ba 同位体比からマスバイアス係数(ε)を算出し、ε に及ぼす CRC ガスの種類、エネルギーディスクリミネーション(ED)値等の影響を解明した。

キーワード：トリプル四重極 ICP-MS, Ba, 質量差別効果, マスバイアス係数

1. 緒言

1F 廃炉等に係る放射性廃棄物のインベントリ評価のためには ICP-QQQ による Cs 同位体(Cs-134, -135 及び -137)の高感度、高精度分析が有効である。ICP-QQQ で測定した Cs^+のイオンカウント数から Cs 同位体比を求めるには、イオンカウント数をマスバイアス係数 ε(Cs)で補正する必要があるが、ε(Cs)の実測に必要な Cs 同位体比が既知の標準物質はない。そこで本研究では、Cs と質量が同領域の天然 Ba を用いて ICP-QQQ 測定における ε(Ba)を実測し、それを基に ^{135}Cs / ^{137}Cs 比等の測定における質量差別効果の補正法を考察した。

2. Ba のマスバイアス係数 ε の算出方法

天然 Ba を含む 0.5mol/L HNO_3 溶液を用いて ICP-QQQ で測定した m/z(m : 質量数、z : イオンの電荷)=130～138 におけるイオンカウント数から式(1)を用いて ε(Ba)を求めた。

$$R_{meas}/R_{true} = 1 + \varepsilon \times \Delta m \quad (1)$$

ここで、R_{meas} は異なった 2 種類の m/z において測定したイオンカウント数の比、及び R_{true} は同様な 2 種類の m の天然同位体組成から計算した理論同位体比を表す。Δm は 2 種類の同位体の m の差を表す。

3. 結果

CRC ガスとして流速 4ml/min の He を用いた時の Δm と R_{meas}/R_{true} の関係を図 1 に示す。両者には正の勾配の直線関係があり、式(1)が成り立つことを確認した。直線の傾きから ε(Ba)は 0.016±0.0003 であった。Ba^+との化学的相互作用が無視できる CRC ガスを流さない場合及び H_2-CRC ガスを用いた場合にも同様な正の勾配を持った直線関係が得られ、ε(Ba)はそれぞれ 0.0072±0.0056 及び 0.0070±0.0022 であった。また、Cs 同位体測定において Ba による同重体干渉を除去するために常用される [1] N_2O+He-CRC ガスを用いた時の ε(Ba)は 0.0025±0.0002 であった。さらに、ε(Ba)は ED にも大きく依存した。

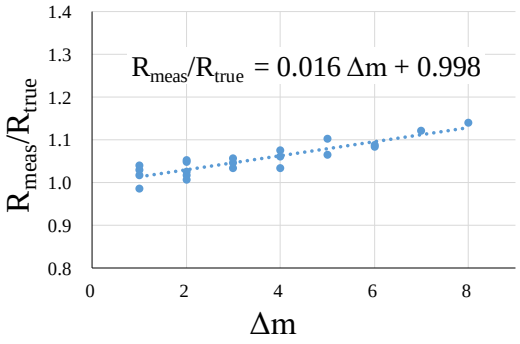


図 1　Ba^+イオンの質量差別効果の測定結果（He-CRC ガス）

4. 結言

ICP-QQQ による Ba^+の測定において、Ba^+との化学的相互作用が無視できる CRC ガス（例えば He）を用いて Δm と R_{meas}/R_{true} 間の直線関係の傾きから ε(Ba)を決定した。N_2O+He-CRC ガスを用いても Δm と R_{meas}/R_{true} 間に直線関係が観測できたが、ε(Ba)は Ba^+の酸化反応における質量差別効果を含んでおり、同 CRC ガス中でも酸化されない Cs^+の測定値の補正用の ε(Cs)としては代用できない。Cs 同位体比の測定には、He-CRC ガスを用いて求めた ε(Ba)の代用が適切であると結論付けた。

参考文献

1) J. Zheng, W. Bu, et al., Anal. Chem., 2014, 86, 7103-7110

*Hiroki Shibahara[1], Mami Yuki[1], Yukiko Oishi[1], Yasutaka Takeuchi[1]

[1]Atox CO., LTD.

^{151}Sm の微量分析法の高度化を指向したクロマトグラフィ法の最適化

Optimization of chromatography method for an advancement of trace analysis of ^{151}Sm

*吉田 正明[1]，新井 剛[2]，松島 怜達[3]，齋藤 恭央[3]

[1] 芝浦工業大学大学院，[2] 芝浦工業大学，[3] 日本原子力研究開発機構

多核種除去設備(ALPS)の処理性能評価に求められる微量 ^{151}Sm の定量分析の前処理として，多核種からの Sm(III)の単離方法としてクロマトグラフィ法の検討を行った。本研究の成果より HDEHP 含侵吸着材を用い，硝酸溶液を溶離液としたグラジエント溶離で Sm(III)を単離できることが明らかとなった。

キーワード：処理水，Sm，クロマトグラフィ法，HDEHP 含侵吸着材

1. 緒言

ALPS 等の浄化設備で処理された汚染水の評価には，微量核種の定量的な分析精度が求められる。しかし，分析対象核種である ^{151}Sm は分析妨害核種が存在するため，精密な濃度の評価が困難となっている。そこで，筆者らは ^{151}Sm の分析精度の向上を目的とし，分析の前処理技術の検討を行った。本研究では分析前処理方法として HDEHP(Bis(2-ethylhexyl) phosphate)含浸吸着材を用いたクロマトグラフィ法に着目し，化学的性質が類似した Ln(III)からの Sm(III)の単離について検討した。

2. 実験方法

HDEHP 含浸吸着材の吸着性能を評価するためバッチ式吸着試験を行った。バッチ式吸着試験は，HDEHP 含浸吸着材 0.2 g と La(III)，Nd(III)，Sm(III)，Eu(III)，Y(III)を各々含む試験溶液 4 cm^3 をスクリュー管瓶に注入し，298 K に設定した振とう恒温槽を用いて 3 時間振とうした。振とう前後の水相中の金属イオン濃度から吸着率を算出し吸着性能の評価指標とした。また、Sm(III)の分離性能は，カラム試験で評価した。カラム試験は，HDEHP 含浸吸着材を圧密充填したカラムに上記の試験溶液および展開液を順次通液し，カラム下端からの流出液を分画採取した。各フラクションの金属イオン濃度を測定し，クロマトグラムを得た。

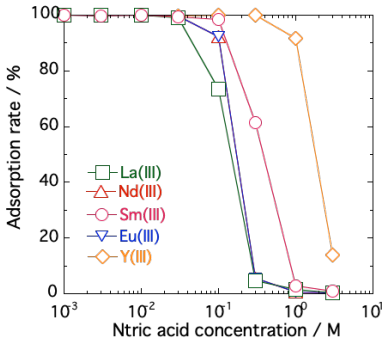


Fig. 1 Nitric acid concentration as a function of adsorption rate of Ln(III) using HDEHP adsorbent

3. 結果及び考察

Fig. 1 に多元素混合溶液による硝酸濃度依存性を示す。Fig. 1 より何れの元素においても硝酸濃度の増加に伴い吸着率の減少が確認された。これは硝酸濃度の増加に伴い H^+濃度が増加し，HDEHP と金属イオンの吸着反応が阻害され，吸着率が減少したと推察される。また，硝酸濃度 0.3 M 近傍において各元素の吸着挙動に差異が確認された。Fig. 2 にカラム試験結果を示す。Fig. 2 より移動相の硝酸濃度を段階的に変化させることで La(III)，Nd(III)，Sm(III)，Eu(III)，Y(III)の順に溶離されることが確認された。イオン半径に応じて Ln(III)が順次溶離されたと推察される。本会では Sm(III)の単離を目指し詳密な検討を行ったので報告する。

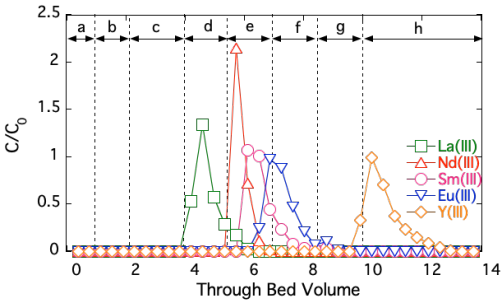


Fig. 2 Elution curves of Ln(III) using HDEHP adsorbent packed column

(Column ϕ10×h150 mm, Adsorbent:7.85 cm^3)

本研究は、JAEA との共同研究「放射化学分析における前処理方法に関する基礎研究」の成果の一部である。

*Masaaki Yoshida[1], Tsuyoshi Arai[2], Ryotatsu Matsushima[3] and Yasuo Saito

[1] Shibaura Institute of Technology, [2]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [3]Japan Atomic Energy Agency

硝酸ナトリウム水溶液中での３価アクチノイドとランタノイドのピリジン樹脂への吸着挙動

Adsorption Behavior of Trivalent Actinides and Lanthanides on Pyridine Resin in Sodium Nitrate Aqueous Solution

Fauzia Hanum Ikhwan[1]，阿部　千景[2]，小無　健司[2]，*鈴木　達也[1]
[1]長岡技術科学大学，[2]東北大学

我々は、ピリジン樹脂を用いて３価アクチノイドとランタノイドの分離研究を行ってきた。今回は硝酸ナトリウム溶液を用い、pH を制御することによりピリジン樹脂のソフト配位性を引き出すことができることを確認したので報告する。

キーワード：アメリシウム，ランタノイド，ピリジン樹脂，イオン半径，HSAB 則

【緒言】 ３価アクチノイドとランタノイドのピリジン樹脂への吸着挙動は、塩酸系と硝酸系では大きく異なり、塩酸系では、両者は分離し[1]、硝酸系では、両者の違いによらずイオン半径だけに依存する[2]。この違いは、ピリジンの持つ配位機能とイオン交換機能の発現の違いによるものであり、硝酸系では、両者ともイオン交換によりピリジンに吸着し、塩酸系では、ランタノイドはイオン交換で吸着するが、３価アクチノイドはピリジンに配位することがわかってきた[3,4]。今回、硝酸系でピリジン樹脂に配位性を発現させ、両者の分離可能性を探るため、硝酸ナトリウム溶液を用い pH を制御した研究を行ったので報告する。

【実験手法】 シリカビーズに架橋度 20%のピリジン樹脂を担持させたものをカラムに高さ 10cm(カラム体積 8.5cm^3)充填した。コンディショニング後、、^{241}Am, ^{152}Eu および非放射性 Nd を加えた溶液を 0.5mL 着点し、溶離展開した。溶液は硝酸ナトリウム濃度を調整し、水酸化ナトリウムを加えて pH を調整したものである。^{241}Am と ^{152}Eu はγ線で測定し、Nd は ICP-MS で測定した。

【結果と考察】 図に硝酸ナトリウム濃度 4mol/L で pH を 11 に調整した溶液で行ったクロマトグラムを示す。差はそれほど大きくはないが、ピークが分かれていることが確認できる。溶出は、Eu, Nd, Am の順であり、イオン半径は Eu<Am<Nd であるので、イオン交換ではなく、ソフト配位性が発現している。ピリジン基に水素イオンが配位しイオン交換性が発現するが、pH を高めて水素イオン濃度を下げたことにより、イオン交換性の発現が抑えられ、配位性が発現したと考えている。この結果は、分離の観点からはまだ不十分であり、更なる分離最適化条件を探る予定である。

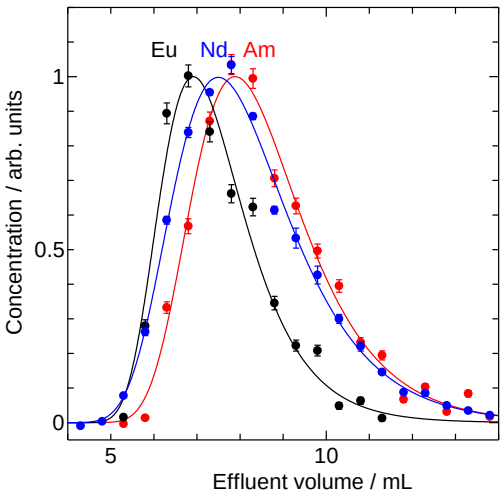


図 3 価アクチノイドとランタノイドのクロマトグラム例。4M $NaNO_3$, pH=11.

謝辞　本研究は、東北大学金属材料研究所の共同利用研究(No.17F0018)により行われたものであり、文部科学省「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」「放射性廃棄物処理・処分における分離・分析に関する教育」（代表：東北大学）の一環として実施した長期指導型実習の成果を含んでいる。また、JSPS 科研費基盤(B)16H04628 による成果の一部も含んでいる。

参考文献

[1] T. Suzuki, M. Aida, Y. Ban, Y. Fujii, M. Hara and T. Mitsugashira, J. Radioanal. Nuclear Chem. 255(2003)581.

[2] A. Ikeda, K. Itoh, T. Suzuki, M. Aida, Y. Fujii,T. MItsugashira, M. Hara, M. Ozawa, J. Alloys & Comp. 408-412(2006)1052.

[3] T. Suzuki, Y. Fujii, T. Mitsugashira, J. Ion Exchange 29(3)(2018)67.

[4] T. Suzuki, M. Tanaka, Y. Ikeda, S. Koyama, J. Radioanal. Nucl. Chem. 296 (1) (2013) 289.

Fauzia Hanum Ikhwan[1], Chikage Abe[2], Kenji Konashi[2] and *Tatsuya Suzuki[1]
[1]Nagaoka Univ. Technol., [2]Tohoku Univ.

遷移金属を含む三元系ウラン酸化物中の U(V)の XAFS による局所構造解析

*秋山 大輔[1], 永井 崇之[2], 岡本 芳浩[2], 桐島 陽[1], 佐藤 修彰[1,2]
[1]東北大, [2]JAEA

UO_2、U_3O_8、UO_3等のウラン酸化物に含まれるウランは一般的に 4 価、6 価を取ることで知られている。一方、5 価のウラン酸化物は化合物も少なく、基礎的なデータも少ない。そこで本研究では遷移金属を含む三元系ウラン酸化物を合成し、さらに XAFS 分析によりウランの局所構造を解析し、その評価を行った。

キーワード：ウラン酸化物、遷移金属、XAFS、5 価ウラン

1. 緒言

ウラン酸化物は UO_2、U_3O_8、UO_3等 4 価、6 価のウランからなる酸化物として知られている。ウランの原子価が 5 価の U_2O_5も存在するが、高温、高圧の特殊な条件で合成する必要があり、大気圧中では合成することができない。そのため、ウランの原子価が 5 価のウラン酸化物の基礎データは 4 価、6 価のウラン酸化物に比べ報告が少ない。そこで本研究では遷移金属を含む三元系ウラン酸化物を合成し、さらに XAFS 分析によりウランの局所構造を解析し､5 価のウランを含むウラン酸化物の基礎データを取得することを目的とした。

2. 実験

ウラン酸化物は、東北大学多元物質科学研究所で保管している U_3O_8 に加え、それを還元処理して UO_2 を作製し、使用した。遷移金属元素 M=Cr, Fe, Co, Cu はそれぞれの元素の金属または酸化物を用いた。合成する三元系ウラン酸化物は、表 1 に示す条件で加熱処理を行い、XRD を用いてそれぞれの化合物が合成できていることを確認した。得られた三元系ウラン酸化物は KEK-PF にて XAFS 分析を行った。

表. 三元系ウラン酸化物の合成条件

生成物	出発物質	温度 (℃)	加熱時間	雰囲気
$CrUO_4$	UO_2+Cr	1200	24 h	Ar+2%O_2
$FeUO_4$	U_3O_8+Fe_3O_4	1050	14 d	Vacuum
$CoUO_4$	U_3O_8+3CoO	1000	8 h	Air
$CuUO_4$	3CuO+U_3O_8	870	8 h	Air

3. 結果およびまとめ

MUO_4は､表 1 の条件でそれぞれ合成できることが確認された｡これらの XAFS 分析を行った結果､$CrUO_4$、$FeUO_4$の場合 $U^{IV}O_2$と $U^{VI}O_3$の間に $U(L_{III})$吸収端が確認されたことからウランは 5 価であると考えられる。一方、M=Co の場合は 5 価と 6 価の混在、M= Cu の場合は UO_3の吸収端とほぼ同様であり、ウランは 6 価であると推察された。これは、MUO_4中におけるそれぞれの遷移金属元素の価数が Cr, Fe は 3 価、Co は主に 2 価、Cu は 2 価であるためと考えられる。

*Daisuke Akiyama[1], Takayuki Nagai[2], Yoshihiro Okamoto[2], Akira Kirishima[1], Nobuaki Sato[1,2]
[1]Tohoku univ., [2]JAEA

General Meeting

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[1I_GM] 「核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会」第23回全体会議

[1I_GM] General Meeting

General Meeting

[1I_GM] 「核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会」第23回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[1I_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Non-Proliferation, Safeguard, Nuclear Security Network

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[1I_PL] Status and Future Challenges on R&Ds for International Safeguards

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)

[1I_PL01] Current Status of International Safeguards for Nuclear Fuel Cycle and R&Ds Needs

*Masato Hori[1] (1. JAEA)

[1I_PL02] R&Ds for Nuclear Non-proliferation and Safegurads on future reactors and nuclear fuel cycle

*Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Tech)

2019年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

保障措置に関する技術開発の現状と今後の課題
Status and Future Challenges on R&Ds for International Safeguards

（1）核燃料サイクルに関する保障措置の国際動向と技術開発ニーズ

(1) Current Status of International Safeguards for Nuclear Fuel Cycle and R&Ds Needs

*堀　雅人[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 概要

IAEA 保障措置を取り巻く国際情勢は、ここ数年大きく変化している。2016 年より、IAEA は JCPOA に基づく活動をイランで実施しているが、米国の JCPOA 離脱により、その対応が不透明な状況が続いている。また、2018 年 6 月の歴史的な米朝首脳会談において北朝鮮の非核化に関する議論が行われ、将来予測される廃棄・検証に備え、IAEA は保障措置局内に DPRK オフィスを設け、検証活動の準備を進めている。

各国の原子力利用に関しては、原子力発電からのフェーズアウト、原子力施設の早期閉鎖ケースが増加しており、加えて、使用済み燃料及びその保管施設が急激に増加している。第 3 世代原子炉の導入が中国、ロシア、インド等の国を除き停滞している一方で、小型モジュラー炉（SMR）の計画が各国で進んでいる。

IAEA は、これらの変化する国際情勢のなかで、核不拡散に対する信頼醸成を国際的に提供するために、適切な保障措置を適用・維持する必要がある。

そのため IAEA は、IAEA 保障措置の最適化・能力向上の取り組みを行っており、2018 年に保障措置の R&D 計画の改定を行い、保障措置技術開発のニーズと特にプライオリティの高い分野を明示している。本講演では、それらの内容について報告する。

2. 保障措置の最適化、能力向上

2-1. 保障措置の最適化

IAEA は、信頼性の高い保障措置を適用・維持するため、対象国の核燃料サイクル能力等を考慮し、国全体に対する保障措置（SLA）の開発・適用を 2014 年より開始し、保障措置協定の範囲内で、保障措置の最適化を行い、限られた IAEA のリソースの最適化を進めている。

2-2. IAEA 保障措置能力向上

IAEA が保障措置を実施する能力を高めることを目的として、ECAS（Enhancing the Capability of the Safeguards Analytical Laboratories）と MOSAIC（Modernization of Safeguards Information Technology）の二つのプロジェクトを実施してきた。

- ECAS は、査察官が査察の際に収去したサンプルに対して、独立に信頼性の高い分析サービスの提供するために、サイバースドルフの核物質分析所を更新するプロジェクトである。加盟国からの特別拠出により、新しい分析所の建設・運用を行い、これにより収去資料分析の品質と適時性の向上が図られている。

-MOSAIC は、保障措置の情報分析に用いていたメインフレームを廃止し、メインフレーム上のアプリケーション、データベース移転するとともに、分析ツールの開発、情報セキュリティーの強化（Integrated Safeguards Environment (ISE)）を図るプロジェクト。加盟国からの特別拠出でシステム開発・移転等を行い、これにより、保障措置のための新しい IT プラットフォームを構築し、情報分析能力の向上が図られている。

3. 保障措置技術開発

IAEA の保障措置技術開発の基本的な方針は、通常予算を使った技術開発を行わず、技術開発は、加盟国の支援により実施するというものである。IAEA は、そのため、12 年先まで見通し、保障措置の中長期的な課題・ニーズをまとめた R&D 計画（Research and Development Plan : STR-385）、及び、2 年間の技術目標・マイルストンをまとめた開発実施支援計画（Development and Implementation Support Programme for Nuclear Verification 2018-2019）といった文書を作成している。

加盟国は、これらの文書に書かれている IAEA のニーズを踏まえ、主として加盟国支援計画（MSSP）の下で技術開発を行い、成果を IAEA に提供している。

R&D 計画については、2012 年に作成したものを、情勢変化等を踏まえ改定を行い、2018 年に加盟国に配布している。この文書では、特にニーズの高い分野を「Top priority R&D needs」としてまとめ、それには、情報収集・分析能力向上、検認機器の能力向上、収去資料の分析能力向上、新たな核燃料サイクル施設及び廃止措置に向けての準備、北朝鮮の非核化等の新たな検証への準備等が含まれており、これらの分野の技術開発を加盟国の支援を得つつ、進めている。

---

*HORI Masato[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency

2019年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

保障措置に関する技術開発の現状と今後の課題

Status and Future Challenges on R&Ds for International Safeguards

（1）次世代炉、次世代燃料サイクルに関する保障措置・計量管理技術開発

(1) R&Ds for Nuclear Non-proliferation and Safeguards on future reactors and nuclear fuel cycle

*相楽　洋[1]，Sunil Chirayath[1,2]

[1]東京工業大学，[2]テキサス A&M 大学

1. 序論

近年、社会の多様な要請に応えることを目的とした中小型モジュラー型原子炉の研究開発が米国を始め欧米各国を中心に活発に進められており、実証試験を計画するプラントも現れている。また、軽水炉技術を基盤とした第 2、第 3 世代原子力システムから経済性・安全性・持続可能性・核拡散抵抗性を統合し革新性を有する第 4 世代原子力システム(GIF)の研究開発も着実に進められている。保障措置に関する国際シンポジウム IAEA Safeguards Symposium 2018[1] を初めとする国際会議では本分野に関する活発な研究発表が報告された。本報告では、従来の原子力システムとは全く異なる中小型炉や次世代原子炉の保障措置や計量管理、また核セキュリティを含めた核不拡散上の課題と研究動向について概観する。また、大学が進める研究について紹介する。

2. 中小型炉、次世代原子力システムにおける核不拡散性研究の概観

2-1. 中小型炉

中小型炉の中には、運転時の燃料交換不要で長期間のメンテナンスフリーを狙ったバッテリー型の原子炉や、燃料交換を要するものの、格納容器内に多くの系統をパッケージ装荷しシステムを簡素化し体積を大幅に減少することにより、複数原子炉の集合体として柔軟な電力・エネルギー需給に対応するタイプなど、多様なアイディアが出されている。前者は、運転期間中の燃料交換がなくこれまでにない燃料管理の流れとなるため、新しい検認手法や封じ込め監視を含めた保障措置設計が必要となり、GIF 拡散抵抗性評価手法などを適用した概念評価研究が多く報告されている。一方後者については、従来のバッチ、アイテムを基本とした計量管理や、原子炉や貯蔵燃料に対する封じ込め・監視による保障措置が基本であると考えられる。また両者ともに受動的安全性を多く取り入れることにより安全―セキュリティ相乗効果が見込まれるため、設計基礎脅威のみならず意図的な飛行機衝突などの設計基礎を超える脅威に対する性能向上が期待される。東工大では、軽水炉でのシビアアクシデントへの進展を大幅に遅らせる事故耐性燃料候補の内、ケイ化物燃料や多重被覆粒子燃料など低 Material Attractiveness（核物質の不正利用価値）燃料を用い、燃料設計段階で核物質の転用や事故進展リスクを下げ、Safety-Security-Safeguards by Design による合理的な原子炉炉設計研究を行っている。

2-2. 次世代原子力システム

軽水炉技術を基盤とした第 2、第 3 世代原子力システムから経済性・安全性・持続可能性・核拡散抵抗性を統合し革新性を有する GIF として、ガス冷却高速炉（GFR）、鉛冷却高速炉（LFR）、溶融塩炉（MSR）、ナトリウム冷却高速炉（SFR）、超臨界水冷却炉（SCWR）、超高温ガス炉（VHTR）の研究開発が進められている。我が国では SFR、VHTR を始め様々な研究開発が進められているが、本報では保障措置上の研究課題を残すオンライン燃料供給・再処理を行う MSR について報告する。MSR とは、核燃料に溶融塩を用いる原子炉で、冷却剤としても溶融塩が使われる場合が多い。熱中性子を利用するもの、高速～熱外中性子を利用する原子炉まで多様な設計提案がなされている。連続的な新燃料供給及び再処理を行うことが可能である点も特徴的であり、高い燃料利用効率、アクチノイド核変換率が期待できる。また核不拡散性の観点からは、単離 Pu や

高濃縮ウランを扱わず、Th サイクルでは ^{232}U-^{233}U 随伴性により Material Attractiveness（核物質の不正利用価値）が低いことが特徴的である。一方で保障措置の観点からは、従来のオフライン型バッチ、アイテムを基本とした計量管理とは異なり、バルク施設となるためオンラインでの計量・検認が求められる。図 1 に米国 EPRI により提案されている Liquid-Fluoride Thorium Reactor(LFTR の物質の出入りを示す。破壊・非破壊分析手法により、体系内の核物質量を常時モニターするシステム開発により、物質不明量（MUF）やその不確かさ（σ MUF）を最小化することが求められる。また、核セキュリティの観点から、核燃料と冷却材が同一であり複雑なシステム構成から、妨害破壊行為に対する耐性評価が重要である。低 Material Attractiveness によるリスク情報を活用しながら、脆弱性解析を行うなど、今後の研究開発展望が期待される。東工大では、米国 Texas A&M 大学と共同で次世代原子力システムの核不拡散性研究を進めている。

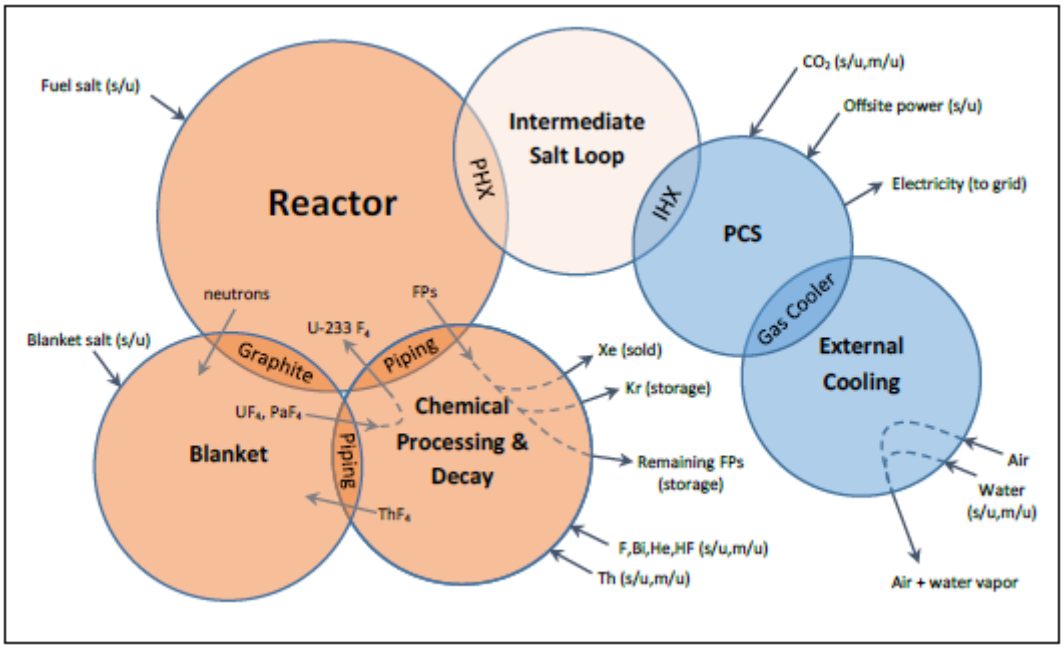


図 1　LFTR における物質フロー[2]

3. まとめ

本報告では、従来の原子力システムとは全く異なる中小型炉や次世代原子炉の保障措置や計量管理、また核セキュリティを含めた核不拡散上の課題と研究動向について概観した。本分野は原子力安全・核セキュリティ・保障措置を含む特性・規制に関係した新たな研究開発を必要とする。Safety, Security Safeguards by Design が正に必要であり、事業者、規制者両面からの研究参加が期待される。

参考文献

[1] Proc. IAEA Safeguards Symposium 2018, [2] Program on Technology Innovation: Technology Assessment of a Molten Salt Reactor Design, EPRI 2015 Technical Report.

謝辞

Some part of this work was supported by Tokyo Tech World Research Hub Initiative（WRHI）　Program of Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

*Hiroshi Sagara[1] and Sunil Chirayath[1,2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Texas A&M University.

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

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:25 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[1I08-13] NDA Techniques for Non-Proliferation, Safeguards and Nuclear Security

Chair:Hironobu Unesaki(Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1I08] Application of Photofission Reaction to Identify High-Enrichment Uranium by Utilizing Bremsstrahlung Spectrum Photons

*KIM WEI CHIN[1], HIROSHI SAGARA[1], CHI YOUNG HAN[1], REI KIMURA[1] (1. Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1I09] Development of Image Reconstruction Technology using Passive Gamma Emission Tomography

(1)Image Reconstruction of gamma-ray sources in Mock-up Fuel Assembly using Bayesian Iterative Approximation

*shigeki shiba[1], Hiroshi Sagara[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1I10] Demonstration of imitated nuclear material detection using nuclear resonance fluorescence nondestructive assay method

*Mitsuo Koizumi[1], Mohamed Omer[1], Tohn Takahashi[1], Michio Seya[1], Toshiyuki Shizuma[1,2], Ryoichi Hajima[1,2], Satoshi Hashimoto [3], So Amano [3], Shuji Miyamoto [3] (1. JAEA, 2. QST, 3. Univ. of Hyougo)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1I11] Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source

(1)Applicability of Laser Driven Neutron Source for Neutron Resonance Transmission Analysis

*Tohn Takahashi[1], Mitsuo Koizumi[1], Fumiaki Ito[1], Satoshi Suzuki[1], Akifumi Yogo[2], Yasunobu Arikawa[2], Yuki Abe[2], Hiroaki Nishimura[2,4], Jun-ichi Hori[3], Tadafumi Sano[5] (1. JAEA, 2. Osaka Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Fukui Univ. of Tech., 5. Kinki Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1I12] Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source

(2)Development of Detectors and Analytical Methods

*Fumiaki Ito[1,6], Tohn Takahashi[1], Satoshi Suzuki[1], Mitsuo Koizumi[1], Akifumi Yogo[2], Yasunobu Arikawa[2], Yuki Abe[2], Hiroaki Nishimura[2,4], Jun-ichi Hori[3], Tadafumi Sano[5] (1. JAEA, 2. Osaka Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Fukui Univ. of Tech., 5. Kindai Univ., 6. NAIS)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1I13] Research and development for a transportable active neutron equipment using a neutron source

*Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1], Akira Ohzu[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

Application of Photofission Reaction to Identify Highly Enriched Uranium by Utilizing Bremsstrahlung Spectrum Photon

*Chin Kim Wei[1], Hiroshi Sagara[1], Chi Young Han[1] and Rei Kimura[1]
[1]Tokyo Institute of Technology.

The principle of photofission reaction ratio (PFRR) method was proposed and validated by an ideal Gaussian photon source simulation previously. In this research, Bremsstrahlung spectrum photon sources were applied to the method to identify high-enrichment uranium. We have investigated the applicability of the Bremsstrahlung photons for PFRR.

Keywords: Photofission, high-enrichment uranium, Bremsstrahlung spectrum.

1. Introduction

The PFRR methodology is one of the active non-destructive assay technologies utilizing photofission reaction of fissionable nuclides [1], and was validated with Gaussian photons. The methodology is based on a characteristic difference of photofission cross sections among heavy metals. Providing Gaussian photon sources will require a high-quality beam and high-cost facility. However, Bremsstrahlung photon sources can be realized in practical scale or portable size. We have investigated the application of Bremsstrahlung photons for PFRR [2], and in the present paper, performed an optimization of energy of electrons injected to create Bremsstrahlung photons.

2. Methodology

The PFRR simulation consists of (1) photon generation by a high energy electron beam from linear accelerator injection to Ta, (2) photofission reaction by photon injection to a heavy metal target, and (3) measurement of photofission reaction rate. In the present paper, the particle transport calculations of (1) and (2) were performed with PHITS3.0 and MCNP6.0 codes with JENDL 4.0 and ENDF VII.1 libraries, respectively.

3. Results

Based on the previous study, the combination of 6 and 11 MeV Gaussian photon energy was chosen to measure uranium enrichment because the difference of photofission cross sections between ^{235}U and ^{238}U at these two energies varies significantly. To achieve the similar photofission reaction rate by Bremsstrahlung photons, a parametric study has been performed by changing the energy of electrons injected into Ta, and finally 7.0 and 13.5 MeV were selected (**Fig. 1**). Then, the created Bremsstrahlung photon sources were injected to a uranium metal target (a mixture of ^{235}U and ^{238}U) with 1 mm parallepipe. In the results shown in **Fig. 2**, it is noted that the PFRR linearly increases with uranium enrichment, and its sensitivity is higher than using the previous Gaussian photons. In conclusion, the Bremsstrahlung photons generated from 7.0 and 13.5 MeV electrons could provide a higher applicability for PFRR than the Gaussian photons. A feasibility study on measurement of photofission reaction will be the next step.

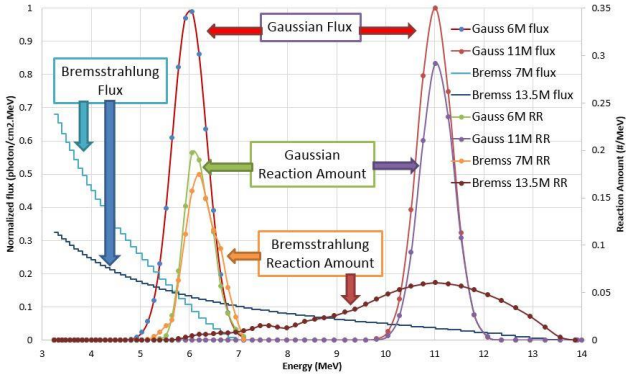


Figure 1 Comparison of flux spectrum and reaction amount

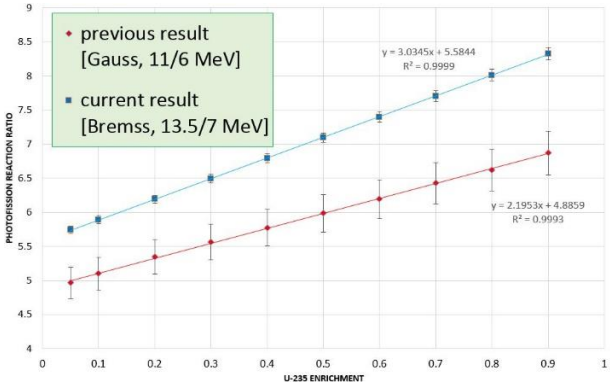


Figure 2 MCNP sensitivity result comparison

References [1] R. Kimura, et al., J. of Nuc. Sci. & Tech., DOI:10.1080/0022313. [2] Chin Kim Wei, et al., AESJ Annual Mtg., 2019.

パッシブγ線断層撮影法を用いた画像再構成技術の開発
(1) ベイズ型逐次近似法によるモックアップ燃料集合体中γ線源分布の画像再構成

Development of Image Reconstruction Technology using Passive Gamma Emission Tomography

(1)Image Reconstruction of gamma-ray sources in Mock-up Fuel Assembly using Bayesian Iterative Approximation

*柴 茂樹[1]，相楽 洋[1]

[1]東京工業大学

パッシブγ線断層撮影法を用いた画像再構成技術を開発し、モックアップ燃料集合体中のパッシブγ線源分布の再構成結果について報告する。

キーワード：パッシブγ線断層撮影法，ベイズ型逐次近似法，WWER

1. 緒言

パッシブγ線断層撮影法（PGET）は、ガンマ線源の 3 次元分布計測手法として開発が進められており、保障措置における使用済燃料の検認技術の高度化や、廃棄物管理等への応用[1]が期待されている。日本による保障措置技術支援（JASPAS）の一環として PGET を用いた検認への適用性について検討を進めているが、パッシブγ線の測定であるため測定時間に大きく依存し、工学応用のためには、測定時間の短縮化やバックグランドノイズ低減が求められる。本研究では、PGET において不完全なデータであってもスムーズな光源分布可視化が可能なベイズ型逐次近似法を用いた新たな画像再構成技術[2]を開発し、モックアップ燃料集合体内のパッシブγ線源分布の再構成を実施した。

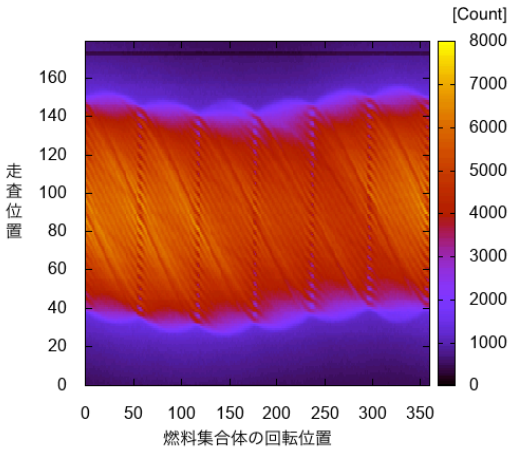


図 1 WWER のパッシブγ線の投影データ(サイノグラム)

2. 評価対象及び解析条件

WWER(Water Water Enegetic Reactor)モックアップ燃料集合体から取得したパッシブγ線の投影データ（サイノグラム、図 1 参照）は、モックアップ燃料集合体中心に検出器を 1.0 度毎に回転させ（合計 360 方向）、その都度燃料集合体に沿って 174 点の走査を行って取得したものである[3]。同データを用いて、ベイズモデルに基づいた逐次近似法である Median Root Prior-Expectation Maximization（MRPEM）法[2]によりパッシブγ線源分布の再構成を実施した。なお、事前に減弱係数分布が分かっていないため減弱補正等を考慮しない。

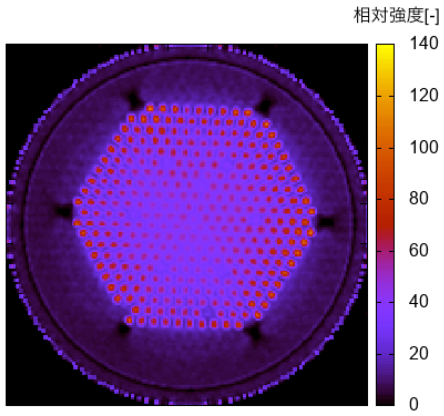


図 2 WWER モックアップ燃料集合体内のパッシブγ線源分布

3. 結果

MRPEM 法により WWER モックアップ燃料集合体内のパッシブγ線源相対強度分布が得られた（図 2 参照）。

4. 結論

模擬燃料棒の位置及びその相対強度を取得できることを確認した。しかし、減弱補正を適用していないため外側のパッシブγ線源強度に比べ中央の強度が小さくなっていることが分かった。このため、今後、減弱補正方法等を検討する予定である。

謝辞

本研究は科研費(JSPS Kakenhi Grant Number JP17K07005「核不拡散・核テロ防止のための非破壊測定技術開発に重要な核データの研究」)の成果を含む。

参考文献

[1] L. Eric Smith, et al., PNNL-25995, Oct. 2016. [2] S. Shiba, H. Sagara, Ann. Nucl. Energy (submitted for publication). [3] T. Honkamaa, et al., IAEA Safeguards Symposium (2014).

*Shigeki Shiba[1] and Hiroshi Sagara[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

核共鳴蛍光非破壊分析法を用いた模擬核検知実証試験

Demonstration of imitated nuclear material detection using nuclear resonance fluorescence nondestructive assay method

*小泉　光生[1]、オマル モハマド[1]、高橋　時音[1]、瀬谷　道夫[1]、羽島　良一[1,2]、静間　俊行[1,2]、橋本智[3]、天野　壮[3]、宮本　修治[3]
[1]原子力機構、[2]量研、[3]兵庫県立大学

核セキュリティ上、重遮蔽物に隠ぺいされた核物質を検知する技術の向上が求められており、その一つの技術として、核共鳴蛍光非破壊分析法による技術開発を核セキュリティ補助金の下で進めている。
キーワード：核共鳴蛍光、非破壊分析、レーザーコンプトン散乱、核セキュリティ、重遮蔽

1. 緒言

原子力機構、量研、兵庫県立大は、レーザーコンプトン散乱ガンマ線を用い、核共鳴蛍光散乱による散乱ガンマ線を測定し、重遮蔽物に隠ぺいされた核物質を検知するための技術開発を進めている。核共鳴蛍光散乱では、核種特有なエネルギーでのガンマ線散乱を用いるため、特定核種の検知・測定が可能である。また、使用する高エネルギーガンマ線は遮蔽物を通しての測定が可能であり、かつ、ガンマ線照射による放射化がない点に特徴がある。核蛍光共鳴散乱および光弾性散乱現象の研究・開発については、Duke 大学における実験などで進めている[1]。兵庫県立大学のニュースバル放射光施設においては、遮蔽物中の核物質が検知できることを模擬的に実証することを目的として、実験準備を進めてきた。

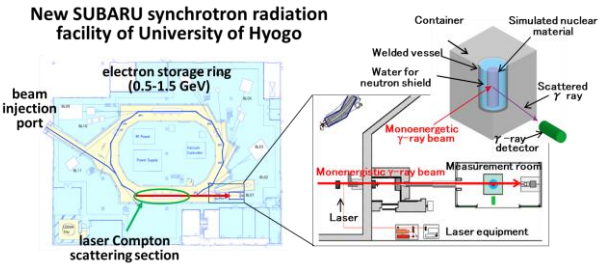


図１　核共鳴蛍光非破壊検知実証試験概略図

2. 実証実験

ニュースバル放射光施設では、1 GeV の電子線を周回するが、この直線コースに 2μm の波長のレーザー光を照射する。入射した光子は、周回する電子との衝突によりコンプトン散乱され、コリメーターを通して最大約 9MeV のガンマ線を実験室に送ることが出来る。

実証試験では、模擬試料を遮蔽物中に入れた状態で自動ステージ上に設置し、試料位置を動かしながら、3 台の Ge 検出器（140%）を用いて、散乱ガンマ線の測定を行う。遮蔽体としては、約 30×30×20cm、厚さ 2.5cm の鉄製の箱を用い、内部の 25×25×20cm の空間に追加遮蔽と試料を置くことができる。

本年度はプロジェクトの最終年度に当たるため、令和 2 年の 1 月に最終試験と本技術開発で得られた成果を発表するワークショップの開催を計画している。

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献

[1] Omer, M. and Hajima, R., Including Delbrück scattering in Geant4, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, vol. 405, 2017, p.43-49.

---

*Mitsuo Koizumi[1], Mohamed Omar[1], Ton Takahashi[1], Michio Seya[1], Ryoichi Hajima[1,2], Toshiyuki Shizuma[1,2], Satoshi Hashimoto[3], Amano Sho[3], Shuji Miyamoto[3]
[1]JAEA, [2]QST, [3]Univ. Hyougo

レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析法技術開発
（1）核共鳴透過分析法へのレーザー駆動中性子源の適用可能性

Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source
(1) Applicability of Laser Driven Neutron Source for Neutron Resonance Transmission Analysis

*高橋 時音[1]，小泉 光生[1]，伊藤 史哲[1]，鈴木 敏[1]，李 在洪[1]、余語 覚文[2]，有川 安信[2]，
安部 勇輝[2]，西村 博明[2,3]，堀 順一[4]，佐野 忠史[5]，
[1]JAEA，[2]阪大，[3]福井工大，[4]京大、[5]近畿大

アクティブ中性子非破壊測定法の一つである核共鳴透過分析（NRTA）法を、核不拡散における保障措置、計量管理に適用するためには、短パルス中性子源が必要である。そこで、極短パルスを派生できるレーザー駆動中性子源を用いた NRTA の適用性検討および基礎技術開発を核セキュリティ補助金の下で進めている。

キーワード：核不拡散、核共鳴透過分析法、レーザー駆動中性子源

1. 緒言

保障措置や計量管理においては、使用済み燃料など放射能を含む試料を非破壊で分析（NDA）できる技術を開発することが課題とされている。そこで我々は、中性子を照射して核反応を起こし、それにより発生するガンマ線、中性子、また中性子透過率を測定する、アクティブ中性子 NDA 法の開発を進めている。

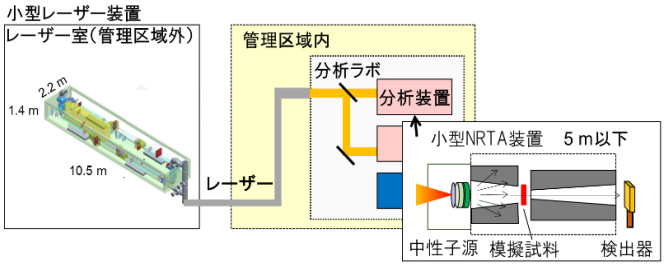


図 1　NRTA 核物質分析装置概念図

2. レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析法（NRTA）

NRTA は、原子力機構（基礎工セ、ISCN）と EC-JRC が共同で開発しているアクティブ中性子 NDA 技術の一つで、パルス中性子を試料に透過させ、中性子飛行時間（TOF）測定により透過中性子のスペクトルを測定し、核種を定量する技術である。測定においては、試料と中性子検出器が離れているため、高い放射能を持つ試料の測定に適用しやすい。また、核物質の定量では、熱~熱外領域に中性子共鳴核反応断面積があるので、比較的短い飛行距離の TOF 装置での分析測定が可能である。核物質の高精度な NRTA 測定を行うためには、0.1 μ 秒以下の短パルス中性子が必要であり[1]、現状では、核データ測定に電子線加速器施設が多く使われている。本研究では、ps オーダーの極短パルス中性子を発生でき、レーザー技術の向上により将来有望になると考えられるレーザー駆動中性子源（LDNS）に着目し、NRTA への適用検討を開始した。

図 1 は、LDNS を用いた核物質分析装置の概念図を示したものである。核物質取扱施設の主要管理区域外にレーザー装置を設置し、光のみを測定室に送ることが出来るため、装置の維持管理が比較的容易となることが期待できる。また、光路を変えることで、複数の分析装置を 1 台のレーザーで動作させることや、得られる中性子を用いた他の分析法による測定も可能である。現在、大阪大学、京都大学との共同研究で中性子検出器の開発を進めながら、LDNS を利用した NRTA に適用する装置の概念設計を進めている。

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献

[1] F. Kitatani et al., EPJ Web of Conferences 146, 09032 (2017)

---

*Tohn Takahashi[1], Mitsuo Koizumi[1], Fumiaki Ito[1], Satoshi Suzuki[1], Jae-Hong Lee[1], Akifumi Yogo[2], Yasunobu Arikawa[2], Yuki Abe[2], Hiroaki Nishimura[2,3], Jun-ichi Hori[4] and Tadafumi Sano[5]

[1]JAEA, [2]Osaka Univ., [3]Fukui Univ. of Technology, [4]Kyoto Univ. [5]Kinki Univ.

レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析技術開発
（２）検出器開発及び解析手法開発

Development of a Neutron Resonance Transmission Analysis using a Laser Driven Neutron Source
(2) Development of Detectors and Analytical Methods

*伊藤 史哲[1,6]，高橋 時音[1]，鈴木 敏[1]，李 在洪[1]，小泉 光生[1]，余語 覚文[2]，有川 安信[2]，
安部 勇輝[2]，西村 博明[2,5]，堀 順一[3]，佐野 忠史[4]
日本原子力研究開発機構[1]，大阪大学[2]，京都大学[3]，近畿大学[4]，福井工業大学[5]，(株)ナイス[6]

核不拡散技術開発の一環として、レーザー駆動中性子源を用いた核共鳴透過分析（NRTA）技術開発を行っている。中性子飛行時間（TOF）測定に用いる中性子検出器及び解析手法の開発状況等について報告する。

キーワード：核不拡散，レーザー駆動中性子源，中性子検出器，核共鳴透過分析

1. 緒言

レーザー駆動中性子源を用いた NRTA 技術開発のため、大阪大学レーザー科学研究所及び京都大学複合原子力科学研究所にて TOF 測定に用いる中性子検出器開発実験を行った。

2. 大阪大学レーザー科学研究所・LFEX ペタワットレーザーを用いた実験

阪大 LFEX レーザー装置を用いて発生したパルス中性子源を利用し、中性子検出器の試験を行った。リチウムガラスシンチレータと光電子増倍管（PMT）を組み合わせた複数の検出器を、中性子源から約 3 m の位置に設置した。PMT からの出力信号は、レーザー照射に同期し、デジタルオシロスコープにて記録した。記録した波形データを解析した結果、中性子信号を選別・観測することができた。その際、レーザー照射時に発生する高輝度 X 線による、PMT の過電流を確認したので、ゲート機能付き PMT の導入等を検討しているところである。

3. 京都大学複合原子力科学研究所・電子線線形加速器を用いた実験

電子線加速器駆動パルス中性子源を用いて、中性子源から約 11 m の位置に数種類の検出器を交換しながら設置した。中性子ビーム軸上には、熱外中性子エネルギーで共鳴核反応を観測できる金属試料板（In,Ag,Co,Mn）を挿入し、TOF 測定を行った。検出器からの信号はデジタルオシロスコープ、又はマルチチャンネルアナライザ（MCA）で処理し、記録した。オシロスコープを使用しての測定では、5k 回、MCA での測定では、800k 回のパルスショットを行った。

オシロスコープで取得した波形データは、S/N が良くなるよう解析パラメータの最適値を決定した。図 1 は、オシロスコープと MCA それぞれより得た TOF データから求めた、中性子運動エネルギーに対する計数（縦軸単位はエネルギー当たりの中性子事象計数（背景事象を含む））を、パルスショット数で規格化したものである。試料核の共鳴エネルギーディップが、測定できることが確認された。オシロスコープで取得した波形データ解析において、条件次第では効率的に中性子事象を観測できることがわかった。

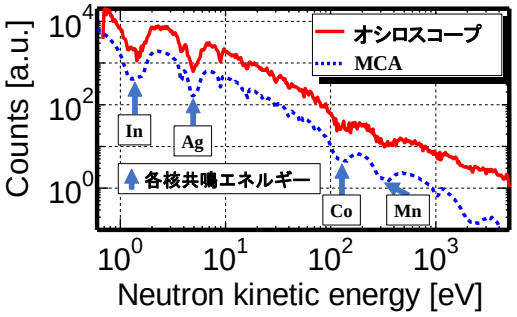


図 1. 中性子運動エネルギースペクトル

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

*Fumiaki Ito[1,6], Tohn Takahashi[1], Satoshi Suzuki[1], Jaehong Lee[1], Mitsuo Koizumi[1], Akifumi Yogo[2], Yasunobu Arikawa[2], Yuki Abe[2], Hiroaki Nishimura[2,5], Jun-ichi Hori[3], Tadafumi Sano[4]
[1]JAEA, [2]Osaka Univ., [3]Kyoto Univ., [4]Kindai Univ., [5]Fukui Univ. of Tech., [6]NAIS Co., Inc.

中性子線源を用いた可搬型アクティブ中性子法装置に関する研究開発

Research and development for a transportable active neutron equipment using a neutron source

*米田 政夫[1]，藤 暢輔[1]，大図 章[1]

[1]原子力機構

核物質非破壊測定手法であるアクティブ中性子法の新たな手法として、中性子線源を用いた手法の研究開発に取り組んでいる。この新たな手法を用いる事で、従来の中性子発生管を用いた場合に比べて低コストで可搬性に優れた核物質検知装置を開発することができると期待される。本発表では、核物質検知のシミュレーション結果及び実証実験に用いる装置開発の状況について報告する。

キーワード：アクティブ中性子法、核物質検知、中性子線源、可搬型、低コスト

１．緒言

核物質検知の代表的な手法として、パルス中性子を用いる DDT(Differential Die-away Technique)法がある。DDT 法は高感度な核物質検知が可能であるという特長を有している一方で、D-T 管等の中性子発生管を用いる必要があるため、高価であり装置が大型となってしまうという欠点がある。そのため、中性子発生管の代りに中性子線源を用いることで、低コストと可搬性を備える新たな核物質検知法の開発に取り組んでいる。この手法では、中性子線源を高速回転させ、それと同期して推移する中性子カウントを測定し、得られるスペクトルの形状から核物質を検知することができる。また、異なる回転速度のスペクトルを比較することで、容器内の核物質の偏在に関する情報も得ることが可能である。本発表では、測定原理、核物質検知のシミュレーション結果、及び実証実験に用いる装置開発の状況について報告する。

２．シミュレーション結果

中性子線源の回転速度を 5000 rpm とし、測定対象物をポリエチレンに含まれた 14g のウラン 235 とした場合のシミュレーション結果を図 1 に示す。中性子線源は原点から 1/4 回転した時に対象物に最も近付き、その時間は 3000μ秒である。核物質を含まない場合、中性子カウントはピーク位置（この場合 3000μ秒）の前後でほぼ対称となる。しかし、核物質を含む場合には、時間的に遅れて検出される核分裂中性子によってピークの右側の値が高くなるため核物質を検知することが可能となる。

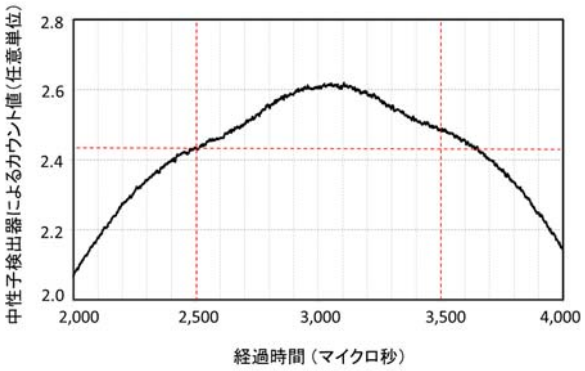


図１　回転速度 5000rpm 時の中性子カウントの変化
（赤破線はピーク前後の比較用補助線）

３．回転照射装置

開発した回転照射装置の外観を図 2 に示す。横幅 50、奥行き 40、高さ 62 cm であり、装置内部には中性子線源を回転させるための直径 32cm のアルミニウム製の円盤を備えている。モーター出力は 750W であり、最大回転速度は 6000rpm である。また、2019 年度中に実施予定である本装置を用いた核物質検知の実証実験に向けて中性子検出器部等を開発中である。



図２　回転照射装置外観

謝辞　本研究は JSPS 科研費 JP17K07016 の助成を受けたものです。

*Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1] and Akira Ohzu[1]

[1]JAEA

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

Wed. Sep 11, 2019 4:25 PM - 5:45 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 7:25 AM - 8:45 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[1I14-18] Fuel & FP Behavior in Accident

Chair:Kyoichi Morimoto(JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1I14] A study on the chemical reaction between fuel materials and graphite block

(1)Thermodynamic equilibrium calculations

Shigetaka Maeda[1], Isamu Sato[2], *Masaya Yamamoto[1], Hiroyuki Naito[1], Koji Maeda[1] (1. JAEA, 2. Tokyo City Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1I15] A study on the chemical reaction between fuel materials and graphite block

(2)Differential scanning calorimetry of the uranium dioxide and graphite

*Hiroyuki Naito[1], Masaya Yamamoto[1], Shigetaka maeda[1], Shigeru Kurematsu[2], Isamu Sato[3], Koji Maeda[1] (1. JAEA, 2. NDC, 3. Tokyo City Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1I16] Behavior characterization of volatile fission products in meltdown nuclear fuels by a method in consideration of surface and interface effects

Wettability of liquid caesium iodine on the polycrystalline oxide solid surfaces

*Hiroto Ishii[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Masayoshi Uno[2], Ken Kurosaki[1,2,3] (1. Osaka University, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 3. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1I17] New synthesis method of simulated fuel containing high volatile Cs compounds

*Jiazhan LIU[1], Shuhei MIWA[1], Kunihisa NAKAJIMA[1], Masahiko OSAKA[1] (1. JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1I18] Environment inside Unit 2 at the time of the Fukushima nuclear accident inferred from radiocesium-bearing microparticles

*Taiga Okumura[1], Noriko Yamaguchi[2], Hiroki Suga[1], Yoshio Takahashi[1], Toshihiro Kogure[1] (1. UTokyo, 2. NARO)

5:40 PM - 5:45 PM JST | 8:40 AM - 8:45 AM UTC

Time reserved for Chair

炉心燃料物質と黒鉛の化学的反応性に係る検討
（1）熱力学的平衡計算による反応性評価

A study on the chemical reaction between fuel materials and graphite block
(1) Thermodynamic equilibrium calculations

*前田 茂貴[1]，佐藤 勇[2]，山本 雅也[1]，内藤 裕之[1]，前田 宏治[1]
[1]JAEA，[2]東京都市大

炉心燃料物質を黒鉛上で安定的に冷却・保持できることを確認するため、炉心燃料物質等と黒鉛との化学的反応性について検討した。熱力学的平衡計算により、燃料と冷却材や炉心構造材との混在条件下においても黒鉛ブロックの減肉に寄与する反応はなく、黒鉛ブロックを急速に浸食させることはないとの見込みを得た。
キーワード：高速炉，核燃料，黒鉛

1. 緒言

高速実験炉「常陽」の BDBA（Beyond-Design Basis Accident）事象において、炉心燃料物質の熱的・機械的影響により原子炉容器が破損した場合、格納容器の破損を防止するため、安全容器内で炉心燃料物質を安定冷却・保持することを措置としている。「常陽」の原子炉容器と安全容器の間には黒鉛ブロックが敷設されており、炉心燃料物質及びナトリウムと黒鉛が接触した際の化学的反応について熱力学的に検討した。

2. 炉心燃料物質等と黒鉛との反応性

原子炉容器破損時、炉心燃料物質が黒鉛ブロックと接触した場合の黒鉛最高温度は熱流動解析コード FLUENT 等による解析により 1000℃以下と評価している。また、安全容器内の組成を用いて熱力学評価を実施した結果、800℃～1500℃での酸素分圧は 10^{-28}atm 以下である。

安全容器内では、炉心燃料物質及び黒鉛に加え、被覆管・ラッパ管等の構造材であるステンレス鋼及び冷却材ナトリウムが混在するため、U-C-O（燃料+黒鉛接触条件）、U-Fe-Na-C-O（燃料+構造材+冷却材+黒鉛混在条件）の組み合わせとし、熱力学的平衡計算コード FactSage5.4(データベース：NUCLEA)を用いて温度、酸素分圧をパラメータとして界面に生成する相・化学物質を計算した。

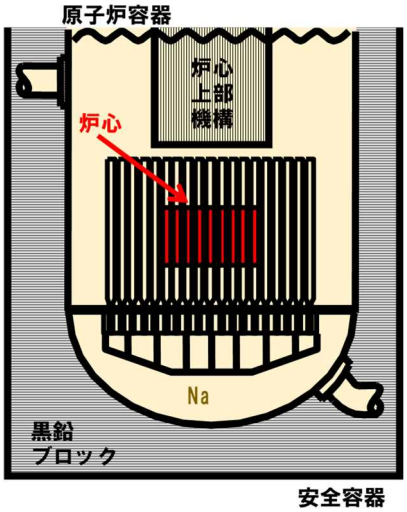


図 「常陽」安全容器内の構造概要

その結果、1000℃では U と C の反応は生じないが、黒鉛ブロックの減肉に寄与する主な反応として、酸素分圧が 10^{-19}atm 以上では C が酸化し、CO 及び CO_2 が生成される。

また、酸素分圧 10^{-22}atm 以下では、1400℃以上となれば、UC が生成される。

以上より、U-Na-Fe-C-O の混合状態においても、酸素分圧 10^{-22}atm 以下で界面温度を 1400℃以下とすれば黒鉛の反応を防止できる見通しを得た。

3. 結論

熱力学評価により黒鉛ブロックの減肉、浸食に影響を与える主な反応が黒鉛ブロックの酸化反応、酸化物燃料の炭化による炭化物燃料生成であることを確認するとともに、これらの反応が生じる温度・酸素分圧を評価した。その結果、「常陽」の安全容器内条件（1000℃以下、酸素分圧 10^{-28}atm 以下）において黒鉛ブロックの減肉は無視できる程度と推定した。

---

*Shigetaka Maeda[1], Isamu Sato[2], Masaya Yamamoto[1], Hiroyuki Naito[1] and Koji Maeda[1]
[1]JAEA, [2]Tokyo City Univ.

炉心燃料物質と黒鉛の化学的反応性に係る検討
（2）二酸化ウランと黒鉛の示差走査熱量分析

A study on the chemical reaction between fuel materials and graphite block
(2) Differential scanning calorimetry of the uranium dioxide and graphite

*内藤 裕之[1]，山本 雅也[1]，前田 茂貴[1]，榑松 繁[2]，佐藤 勇[3]，前田 宏治[1]
[1]JAEA，[2]NDC，[3]東京都市大

二酸化ウラン（UO_2）焼結体と黒鉛ブロックの示差走査熱量分析（以下、「TG-DSC 分析」という。）を実施し、UO_2 焼結体と黒鉛ブロックとの反応に係る基礎的なデータを取得した。試料最高温度 1200℃、酸素濃度 10ppm までの条件において UO_2 焼結体と黒鉛ブロックの反応は確認されなかった。
キーワード：高速炉，核燃料、二酸化ウラン、黒鉛

1. 緒言

高速実験炉「常陽」の BDBA（Beyond-Design Basis Accident）事象において、炉心燃料物質の熱的・機械的影響により原子炉容器を破損させた場合、格納容器の破損を防止するため、安全容器内で炉心燃料物質を安定冷却・保持することを措置としている。「常陽」の原子炉容器と安全容器の間には黒鉛ブロックを敷設しており、黒鉛ブロックによる炉心燃料物質の保持機能を確認するため、UO_2 焼結体と黒鉛ブロックとの反応について TG-DSC 分析を実施し、反応性を調べた。

2. TG-DSC 分析

UO_2 焼結体と黒鉛ブロックを試料とし、1200℃（安全容器内想定条件の 1000℃に余裕をみた値）まで昇温して 1 時間保持し、加熱に伴う重量変化及び示差熱を測定した。雰囲気は Ar ガスで、酸素濃度<0.1ppm または 10ppm とした。

酸素濃度<0.1ppm、酸素濃度 10ppm のいずれのケースにおいても UO_2 試料と黒鉛試料による明確な反応は確認されず（酸素濃度 10ppm の測定結果、文献値比熱[1,2]との比較と併せて右図に示す）、UO_2 試料、黒鉛試料共に有意な重量減少も確認されなかった。

また、金相観察・EPMA 分析を実施した結果、界面付近でも U と C の化合物の形成は確認されなかった。

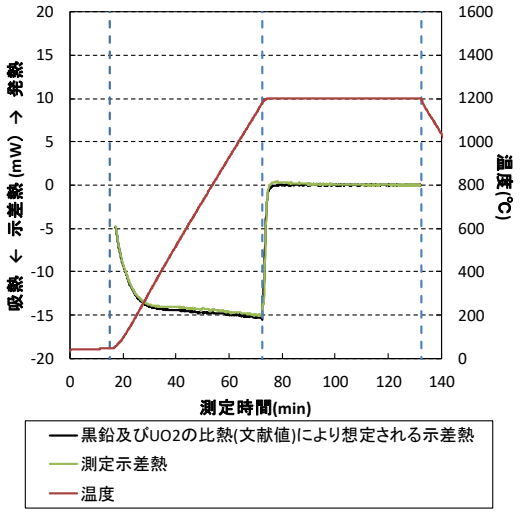


図　UO_2 試料と黒鉛試料との熱分析試験結果
（酸素濃度 10ppm）

3. 結論

今回の試験条件で UO_2 試料と黒鉛試料との明確な反応は確認されなかったため、「常陽」の安全容器内条件（1000℃以下、酸素分圧 10^{-28}atm 以下）下では炉心燃料と黒鉛の反応による黒鉛ブロックの有意な減肉は生じないと推定できた。今後、より厳しい条件として高温（1200℃以上）における反応性を確認するとともに、実際に原子炉容器が破損した際は、炉内構造物（ステンレス鋼）や冷却材（ナトリウム）が混在することから、ステンレス鋼等の混在を模擬させた条件でもさまざまな分析を継続し、黒鉛ブロックで安定保持できることを確認していく。

参考文献

[1] A.T.D.Butland and R.J. Maddison, J.Nucl.Mater.49(1973)45-56　（黒鉛）
[2] J.K. Fink, J.Nucl.Mater.279(2000)1-18　（二酸化ウラン）

---

*Hiroyuki Naito[1], Masaya Yamamoto[1], Shigetaka Maeda[1], Shigeru Kurematsu[2], Isamu Sato[3] and Koji Maeda[1]
[1]JAEA, [2]NDC, [3]Tokyo City Univ.

表面・界面効果を考慮した溶融燃料中の揮発性核分裂生成物の挙動評価 （7）液体ヨウ化セシウムの酸化物多結晶固体表面に対する濡れ性

Behavior Characterization of Volatile Fission Products in Meltdown Nuclear Fuels by a Method in Consideration of Surface and Interface Effects

(7) Wettability of Liquid Caesium Iodine on the Polycrystalline Oxide Solid Surfaces

*石井 大翔[1]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]，宇埜 正美[2]，黒崎 健[1,2,3]

[1]大阪大学，[2]福井大学附属国際原子力工学研究所，[3]京都大学複合原子力科学研究所

酸化物多結晶表面における液体 CsI の濡れ挙動を実験的に調査した。

キーワード：濡れ性，ヨウ化セシウム，酸化物多結晶，核分裂生成物

1. 緒言

我々のグループは、原子力事故時における揮発性核分裂生成物の放出に及ぼす燃料固体表面の影響に着目している。これまでの研究[1-3]で、非化学両論組成をとる固体二酸化ウラン(UO_2)多結晶の表面や、UO_2 と同じ立方晶蛍石型の結晶構造をとるイットリア安定化ジルコニア(Yttria-Stabilized Zirconia：YSZ)単結晶と多結晶の固体表面で、溶融したヨウ化セシウム(CsI)が、いずれの固体表面に対しても接触角がほぼ 0° と測定されるほどの極めて良好な濡れ性を示す一方で、非化学両論組成をとらない酸化マグネシウム(MgO) 単結晶の表面では液滴の形状を保持するという異なる濡れ挙動を示すことを報告した。我々は、観察された液体 CsI の濡れ挙動の違いには、酸化物固体表面に形成された酸素欠陥の有無が影響を与えているのではないかと考えた。そこで本研究では、UO_2 と同じ立方晶蛍石型結晶構造をとるが、酸素欠陥を極めて生じにくい二酸化トリウム(ThO_2)多結晶固体表面での液体 CsI の濡れ挙動を検証した。

2. 結果・考察

Figure 1.に ThO_2 多結晶固体表面で溶融する CsI の外観を示す。溶融の様子は左から右へと時系列で示されている。図中のスケールバーは 1 mm に対応している。CsI は、ThO_2 多結晶固体表面において、その融点近傍で溶融挙動を示し、溶融後には ThO_2 多結晶内部に浸透するように濡れ広がった。この挙動は、YSZ 多結晶固体表面[2]で観察された液体 CsI の濡れ挙動と極めて近しい。本試験より、UO_2 多結晶固体表面で観察された液体 CsI の極めて良好な濡れ挙動には、酸化物固体表面に形成された酸素欠陥以外の要因が寄与している可能性が示唆された。

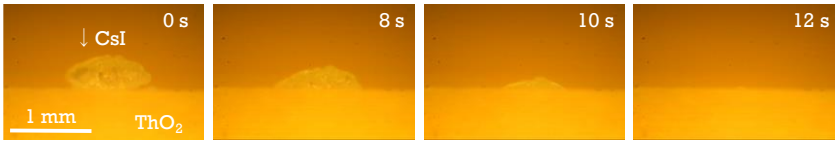


Fig. 1. ThO_2 多結晶固体表面で溶融する CsI の外観.

参考文献

[1] K. Kurosaki *et al,* "High wettability of liquid caesium iodine with solid uranium dioxide", *Sci. Rep.*, 7, 11449 (2017).

[2] H. Ishii *et al*, “Wettability of liquid cesium iodine and boron oxide on yttria-stabilized zirconia”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 55, 838-842 (2018).

[3] H. Ishii *et al*, “Wettability of liquid cesium halides on oxide single crystals”, *Trans. Atom. Ener. Soc. Japan,* 18, 1-5 (2019).

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

[1]Osaka University, [2]University of Fukui, [3]Kyoto University

New synthesis method of simulated fuel containing high volatile Cs compounds

*Jiazhan Liu[1], Shuhei Miwa[1], Kunihisa Nakajima[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Abstract: To systematically investigate the release behaviors of Cs and I from the fuel under accident conditions, we have developed a new synthesis technique of simulated fuel containing high volatile compound of CsI. The synthesized simulated-fuel has a similarity of microstructure with the real irradiated UO_2 fuel from the viewpoint of the grain size and the very fine dispersed CsI particles.
Keywords: Release behavior, CsI, Simulated nuclear fuel, Air-tight sintering

1. Introduction

The severe accident of the Fukushima-Daiichi Nuclear Power station recalled the importance of improved source term for the enhancement of Light Water Reactor safety. The more accurate evaluation of release behaviors of fission products, such as Cs and I which have a high environmental radiological impact, is crucial for the improvement of source term. Although such research requires the systematic experiments using a lot of irradiated fuels, it is hardly possible owing to the inconvenience and high cost for the treatment of irradiated fuels. In response to this issue, in particular for the chemical states of fission products in the fuel, the utilization of simulated nuclear fuel (SIMFUEL) in laboratory experiments as the substitute of irradiated fuels has been proposed [1]. However, it is difficult to synthesize SIMFUEL containing high volatile compounds containing Cs and/or I, due to their massive vaporization in the sintering process. Although the Spark Plasma Sintering (SPS) can achieve the fabrication of pellet containing Cs and I by a quick sintering at relatively low temperatures [2], the SIMFUEL with the microstructural similarity with the irradiated fuels is still unavailable due to limited grain growth.

Therefore, the objective of present study is to develop a new synthesis technique of SIMFUEL containing volatile Cs and I compounds having more similarity with the real irradiated fuel, namely CsI dispersion and grain growth of the matrix.

2. Synthesis method

The new synthesis method named as Air-Tight Sintering (ATS) is based on the sintering of the green pellet of SIMFUEL sealed in a metal crucible to suppress the vaporization of high volatile compounds in the sintering process. The Fe and Mo crucibles were used at the sintering temperatures of 1450 and1500 ºC, respectively. The ZrO_2 stabilized by 8 mol% Y_2O_3 (YSZ) was used as the surrogate of UO_2 because of its stable CaF_2 structure and expected similar chemical properties with UO_2 which strongly affects the redox of some fission products having a high affinity with Cs and /or I. The CsI was chosen as simulant of Cs and I volatile compounds.

The CsI powders (grain size: below 150 μm) were mixed in concentration of 2.0 or 5.0 mol% with YSZ powders (median grain size: about 1.5 μm) in an agate mortar. About 65 mg of the mixed powders were then pressed into a columnar pellet with the 3 mm diameter at about 200 MPa. After placing the green pellet into the Fe or Mo crucible, the crucible's lid was screwed on tightly in a glove box under a nitrogen atmosphere and then welded by electron beam in vacuum. Sintering was performed in an electrical resistance furnace under a reducing atmosphere of Ar-5% H_2. The heating rate was 10 ºC/min up to 800 ºC and then changed to 3 ºC/min up to target temperature (1450 or 1500 ºC). After holding for 2.5 or 5 or 10 hours and cooling down, the apparent density of the sintered pellets was obtained by geometrical method. The pellet samples were characterized by XRD and SEM-EDS, including the determination of grain size of samples by the line intercept method.

3. Synthesis results

The XRD results for all the sintered pellet samples showed only two phases: CsI and YSZ, indicating that CsI was successfully embedded into the sintered pellet. Microstructural analysis by SEM-EDS on fracture surface of samples confirmed the presence of very fine white CsI particles, which are homogeneously located on the grain boundaries in the pellet.

Table 1: Comparisons of SIMFUELs by ATS and SPS.

	Relative density/%	Grain size/μm	CsI particle size/nm
YSZ SIMFUEL by ATS	93.2%	5.58 ± 1.64	< 500
CeO_2 SIMFUEL by SPS	- (pellet was cracked)	< 1	2000-3000
Irradiated fuel	< 95%	5-10	< 10

The SIMFULE sintered by ATS at 1500 ºC for 5 hours was compared with that by SPS [2] and the irradiated fuel [3] as shown in Table 1. The grain size of the sintered pellet by ATS is mainly in the range of 2 to 9 μm, giving an average value of 5.58 μm. The CsI particle size is typically 30-500 nm. All these clearly shows the SIMFULE by ATS is closer to irradiated fuel than that by SPS.

4. Conclusions

By ATS, the CsI was successfully embedded in the sintered SIMFUEL pellet of YSZ, which has a good microstructural similarity with the irradiated fuel, including CsI dispersion and grain size. Therefore, by adding other semi- and low-volatile fission product elements, such as Mo and Ru, the SIMFUEL containing CsI synthesized by ATS can be provided to a series of systematic experiments of Cs and I behavior focusing on the chemical states of Cs and I compounds in a nuclear fuel.

Reference

[1] F.G. Di Lemma, et al., J. Nucl. Mater. 465 (2015) 127-134. [2] Y. Takamatsu, et al., J. Atom. Energ. Soc. Jpn., 17 (2018) 106-110.
[3] L.E. Thomas, et al., J. Nucl. Mater. 188 (1992) 80-89.

放射性 Cs 含有微粒子から推測される福島原発事故発生時の 2 号機の炉内環境

Environment inside Unit 2 at the time of the Fukushima nuclear accident inferred from radiocesium-bearing microparticles

*奥村 大河[1]，山口 紀子[2]，菅 大暉[1]，高橋 嘉夫[1]，小暮 敏博[1]

[1]東京大学，[2]農研機構

福島原発事故発生時に 2 号機内部で生成され放出された放射性 Cs 含有微粒子を TEM/STEM や STXM で調べた結果、微粒子中に固溶している Fe は 2 価が主であること、Na が数パーセント含まれること、B はほとんど含まれないことがわかった。これらの知見は事故時の炉内環境推定に一定の制約を与えうると考えられる。

キーワード: 放射性 Cs 含有微粒子，CsMP，珪酸塩ガラス，福島原発事故，TEM，STEM，EDS，EELS，STXM

1. 緒言

福島原発事故により放出された放射性 Cs の一部は、珪酸塩ガラスを主成分とする微粒子（CsMP）に含まれて飛散した。CsMP は事故時に 2 号機内部で生成されたと考えられており、Cl, K, Fe, Mn, Zn, Rb, Sn, Cs 等の元素が珪酸塩ガラスに含まれている。その内部構造には当時の炉内環境が反映されているが、放射光 X 線を用いた分析では Fe 等の元素が高酸化状態であるのに対し[1]、TEM で同定された CsMP 包含物には 2 価の Fe が含まれており[2]、CsMP 形成時の雰囲気については結論が得られていない。また Na や B といった軽元素は蛍光 X 線分析では測定することが難しく、微粒子中の有無も未解明である。これらの問題を明らかにするため、TEM/STEM や走査型透過 X 線顕微鏡（STXM）を用いた分析を行った。

2. 結果と考察

2-1. Fe の価数｜ STXM を用いて CsMP に含まれる Fe の L 吸収端の XAFS 測定を行った結果、Fe は 2 価が主であった。よって事故時の炉内雰囲気はある程度還元的であったと推測される。また同一箇所の測定を繰り返すと 3 価の割合が増えることから、X 線照射によりガラス中の Fe は容易に酸化されることがわかり、先行研究の放射光 X 線分析ではすでに酸化された状態を見ていたものと考えられた。

2-2. Na の有無｜ STXM により Na の K 吸収端の XAFS 測定を行うと明確なエッジジャンプが見られ、CsMP には Na が含まれていることがわかった。またエネルギー分散型の X 線検出器（EDS）では Na-K 線と Zn-L 線のピークが重複してしまうが、Na を含まない Zn 含有合成ガラスの Zn-L と Zn-Kαの実測強度比と CsMP のそれとを比較すると、明らかに CsMP には Na が含まれていると判断された。STXM や EDS の結果から Na の定量を行うと、原子比で Na/Si = 0.15 程度であると推測された。また TEM による観察では NaCl が包含されている CsMP も見つかった。炉内での Na の起源を注入海水と仮定すると、CsMP 形成時には海水が炉内に到達していたことが示唆される。

2-3. B の有無｜ 軽元素の検出感度が高い電子エネルギー損失分光（EELS）により CsMP を分析すると、B のピークは検出されず、B はほとんど含まれていないと考えられた。よって、事故時には B_4C 制御棒はほとんどがステンレスと共晶を形成して溶融し、CsMP の形成場には存在しなかったと考えられる。

参考文献

[1] Abe *et al., Anal. Chem.* (2014) **86**, 8521–8525.　[2] Okumura *et al., Microscopy* (2019) **68**, 234–242.

---

*Taiga Okumura[1], Noriko Yamaguchi[2], Hiroki Suga[1], Yoshio Takahashi[1] and Toshihiro Kogure[1]

[1]UTokyo, [2]NARO

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

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 11:00 AM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:00 AM - 2:00 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[1J01-04] Development of Methodology 1

Chair:Satoshi Takeda(Osaka Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1J01] Application of Tree Structure Geometry for Monte Carlo Simulation on GPU

*Takuya Okubo[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1J02] Compression of Macroscopic and Microscopic Cross Section Table for Heterogeneous Core Calculations using Dimensionality Reduction

*Masato Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1J03] Application of Active Sub-Space Method to Nuclear Data Integral Testing③

*Daichi Imazato[1], Chiba Go[1] (1. Hokkaido Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1J04] Caluculation Method of Estimated Criticality Lower-Limit Multiplication Factor Using the Bootstrap Method

(2)Improvement considering Neutronic Similarity, Experimental Error, and Statistical Error of Monte Carlo Code

*Fuga Nishioka[1], Takuto Hayashi[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

木構造幾何形状表現法の GPU モンテカルロ計算コードへの適用

Application of Tree Structure Geometry for Monte Carlo Simulation on GPU

*大久保 卓哉[1]

[1]日本原子力研究開発機構

GPU 上での効率的な幾何形状判定を達成するために、木構造幾何形状表現法を提案する。この手法では、幾何形状は入れ子式の木構造として表現される。この手法を実装し、GPU 上で実行した速度を評価した。

キーワード：木構造幾何形状表現法, モンテカルロ法, GPU, OpenCL

1. 緒言

モンテカルロ法による輸送計算は、その計算結果に統計誤差が付随し、統計誤差を小さくするためには相応の計算資源が必要である。そのため、演算性能の高い GPU によりモンテカルロ法を実行することが検討されている。しかし、これまで幾何形状の表現法として用いられてきた組み合わせ幾何形状は複雑なアルゴリズムであるため、GPU に直接実装することは難しい。そのため、CPU・GPU どちらでも簡易に実装できる手法として木構造幾何形状表現法を提案し、実装を行った。

2. 木構造幾何形状表現法の概要

この表現法では、直方体や円筒、球といった基本図形の組み合わせによって体系を表現する。ただし、体系は入れ子構造として表現され、図 1 のようにある図形が別の図形の内部に存在する。図形 1 つをエレメントと呼び、他全てのエレメントを含むものはルートエレメントと呼ぶ。ある座標でのマテリアルを取得したい場合、その座標がルートエレメントに含まれるかを判定する。その次に、ルートエレメント内の図形(子エレメントと呼ぶ)に含まれるかを判定し、含まれていればさらにその子エレメントについて判定を行う。座標があるエレメントに含まれるが、その子エレメントに含まれない場合、その座標のマテリアルはそのエレメントに設定したものとなる。エレメント同士による親子関係はコンピュータ上では図2のような木構造とよばれるデータ構造により表現される。木構造をたどるアルゴリズムは単純なループによって表現できるため、GPU でも十分に実装が可能である。

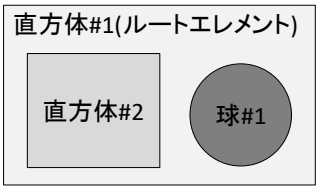


図 1　入れ子になった図形

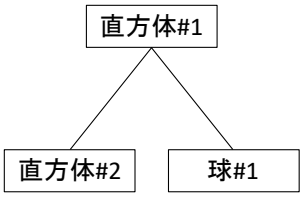


図 2　図 1 体系の木構造表現

3. 検証計算

木構造幾何形状表現法を OpenCL により実装し、図 3 に示す体系により検証計算を行った。この体系では、減速材に囲まれた一辺 30 cm の立方体内に 4 つ直方体の制御棒領域が存在する。この検証計算では 2 群断面積を用い、中性子の飛程の計算にはデルタトラッキング法を用いた。以上の条件で、CPU と GPU で実効増倍率(k_{eff})の計算時間の比較を行い、表 1 の結果を得た。

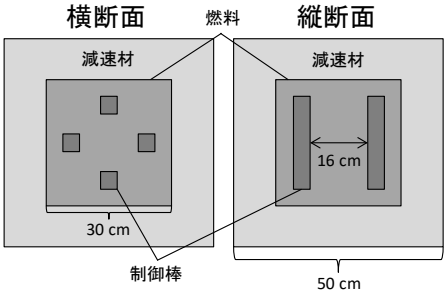


図 3 計算体系

表 1 デバイス構成と計算時間

	CPU	GPU
デバイス構成	Intel Xeon E5-2680 v4 2.40 GHz ×2 (28 コア 56 スレッド)	AMD Ryzen5 1600 + Radeon RX 580
計算時間	349 秒	247 秒
k_{eff}	0.91698±0.00003	0.91699±0.00003

4. 結言

木構造幾何形状表現法を実装し、CPU と GPU で計算時間の比較を行った。安価な GPU でも、計 28 コアによる CPU の並列計算より高速に計算が行えることが示された。

*Takuya Okubo[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

次元削減手法を用いた非均質炉心計算用巨視的・微視的断面積テーブルの圧縮

Compression of Macroscopic and Microscopic Cross Section Table for Heterogeneous Core Calculations using Dimensionality Reduction

*山本真人[1], 遠藤知弘[1], 山本章夫[1]
[1]名古屋大学

一般的なケースマトリックスに対する燃焼計算・ブランチ計算を含む非均質単一集合体計算を実施し、得られた物質領域単位の多群巨視的・微視的断面積に対し、特異値分解及び低ランク近似を用いた次元削減を適用することで、断面積データの圧縮を行った。圧縮後に再構成された断面積を用いて集合体計算を行い、実効増倍率及び中性子束の計算精度への次元削減の影響を検証した。

キーワード：巨視的断面積，微視的断面積，非均質集合体計算，次元削減，非均質炉心計算

1. 緒言： 現在の炉心解析手法では、集合体計算を実施し、集合体系平均、燃料セル平均あるいは物質毎の多群巨視的・微視的断面積がテーブル化される。このとき、空間及びエネルギー解像度を上げるほど断面積のデータ量が大きくなるという問題がある。したがって、今後の炉心解析手法の高解像度化に向けた断面積テーブルのデータ圧縮手法の開発が望まれる。本研究では、非均質集合体計算から得られた巨視的・微視的断面積に対して、特異値分解・低ランク近似を用いた次元削減によるデータ圧縮を検討した。

2. 解析手法： 集合体計算コード AEGIS [1]を用いて、一般的なケースマトリックスに対する燃焼計算、ブランチ計算を含んだ非均質単一集合体計算を行い、16 群非均質巨視的断面積及び微視的断面積を計算した。ここで、巨視的断面積は$\Sigma_{s,g\to g'}$のみを、微視的断面積は核種毎のσ_a, σ_f, $\nu\sigma_f$, σ_cを考慮している。本検討では、PWR17×17 ウラン燃料集合体の 1/8 対称性を考慮した 45 セルのうち、78 燃料領域（燃料棒 39 本×各領域 2 分割）での断面積を用いて行列を作成した。作成した行列は 14742 行（燃焼・ブランチ条件 189 点×78 燃料領域）、14400 列（$\Sigma_{s,g\to g'}$が 16 × 16 = 256 個、微視的断面積が 4 種類 × 16 群 × 221 核種 = 14144、計 256 + 14144 = 14400）であり、特異値分解によって得られる特異値の数は 14400 個である。この特異値を低ランク近似によって削減することでデータ圧縮を行った。圧縮後に再構成された断面積を用いて集合体計算を行い、圧縮前の断面積を用いた結果を参照解として実効増倍率k_{eff}及び非均質領域中性子束ϕの誤差を計算した。

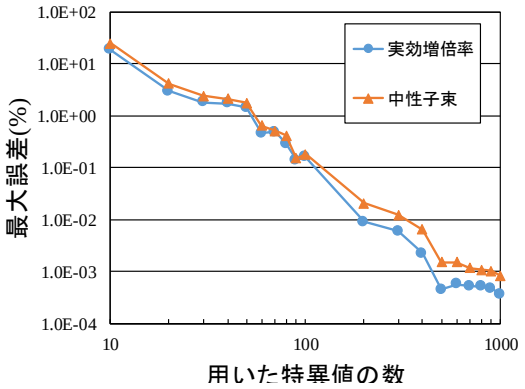


図 1 実効増倍率及び中性子束の誤差の最大値（特異値：10～1000 個）

3. 結果： 燃焼・ブランチ条件 189 点でのk_{eff}及びϕの最大誤差を計算した結果を図 1 に示す。ここで、ϕは集合体内の非均質領域（1/8 対称性を考慮した 252 領域）での平均二乗誤差を燃焼点・ブランチ点毎に計算し、189 点での最大値を最大誤差としている。目標とする誤差を実効増倍率、中性子束共に 0.1%とすると、約 100 個の特異値で再現できる。このときの元のデータ量に対する圧縮割合は 99%であり、大幅なデータ圧縮が見込まれる。今後は、本手法の炉心解析への適用性を検証するため、次元削減された断面積のテーブル化手法の開発を行う。

謝辞：本研究で用いた断面積データの作成にあたっては、（株）原子力エンジニアリングの協力を頂いた。

参考文献

[1] A. YAMAMOTO, T. ENDO, M. TABUCHI *et al.*, “AEGIS: An Advanced Lattice Physics Code for Light Water Reactor Analyses,” *Nucl. Eng. Technol.*, **42**(5), 500–509 (2010).

*Masato YAMAMOTO[1], Tomohiro ENDO[1], Akio YAMAMOTO[1]
[1]Nagoya Univ.

核データ積分テスト計算への実効部分空間法の適用③

Application of Efficient Sub-Space Method to Nuclear Data Integral Testing③

*今里 大智[1]，千葉 豪[1]

[1]北海道大学

キーワード：特異値分解、有効部分空間、核データ、積分データ

1. 背景　現在、核データの検証用に膨大な積分データが蓄積されている。検証の際に全ての積分データを用いることは現実的ではないので、積分データ群の中から最少の組み合わせで独立性の高いデータ群を抽出する手法の検討は重要である。本研究は核データ検証に用いる有効な積分データの組み合わせを有効部分空間(ASS)と内積、直交射影を用いて検討する。

2. 解析手法　核データは互いに独立であり、個々の核データをベクトルと見なすと核データ空間を構成する。そして、積分データの個々の核データに対する感度係数ベクトル群は核データ空間内に存在し、ASS を構成する。この ASS そのものをデータの抽出に用いることは不便であるので、先行研究[1]で提案した特異値分解を用いて ASS の最大特異値に対応する基底ベクトルを用いる。この基底ベクトルと内積、直交射影を用いた独立性の高い最少の積分データの組み合わせ方法を以下に提案する。

① 最初に、ASS の中から最大特異値に対応する基底ベクトルと全ての積分データの内積を計算し、最も値の大きいデータが ASS の最大特異値に対応する基底ベクトルに似ているデータであるので選択する。

② 次に、①で選択したデータと組み合わせたときに最も独立性の高いデータを選択するために、①のデータと全ての積分データの内積を計算し、最も値の小さいデータを選択する。

③ ①と②から成る空間の次元数拡張のため、この空間への直交射影ノルムが最小のデータを選択する。

④ 以降、全ての直交射影ノルムがほぼ 1 となる空間になるまで③を繰り返す。今回は直交射影ノルムが 0.99 以上となった場合、ほぼ 1 であると見なした。**図 1** は上記の手順の概念図である。

3. 結果･考察　今回は積分データに中性子実効増倍率､核データに 70 群の U-235 の核分裂断面積を用いた。そして、個々の核データに対する積分データの関係を見るために、積分データの個々の核データに対する感度係数ベクトルを対象のデータとする。U-235 と U-238 から成る濃縮度が可変な球形臨界集合体を考え、U-235 の濃縮度を 7～100%まで 1%刻みで変え 94 個の積分データを作成した。このデータ群に前述の方法を用いた結果、最良の組み合わせは{7% 54% 100%}という結果が得られた。一方、網羅的にデータ群から組み合わせを計算した結果、最良の組み合わせは{11% 62%}となり今回提案した手法の結果と異なった。手法の有効性を検証するために、網羅的な手法により得られた最良の組み合わせ数と同じ個数のデータを今回の手法を用いて選んだ。結果は{7% 54%}が 2 つの組み合わせの中で最も有効であった。そして、その組み合わせのデータ空間への各データの直交射影ノルムの最小値と、94 個のデータから 2 個を網羅的に選んだ組み合わせの各直交射影ノルムの最小値を比較すると、今回の手法での直交射影ノルムは全 4371 通りの中で 343 番目の大きさであり、今回の手法は最良な組み合わせが得られないことが分かった。

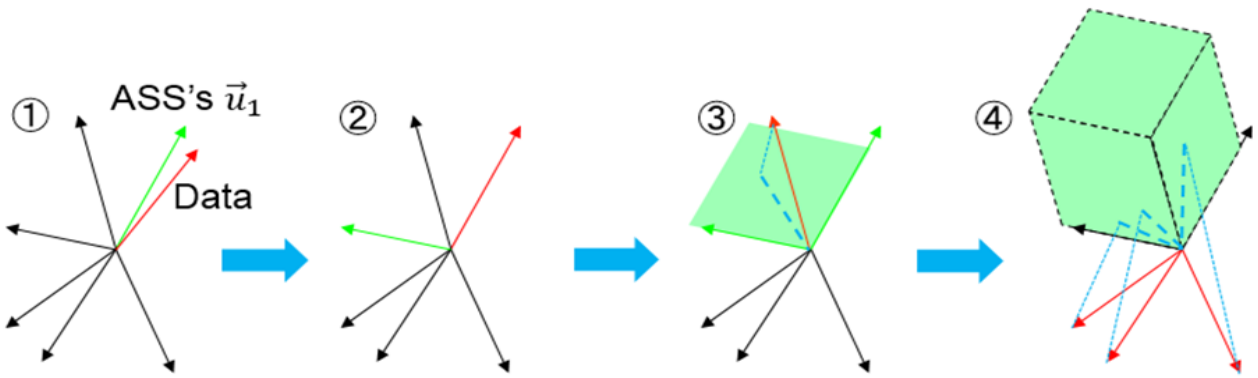


図 1：最少の積分データ群で独立性の高い組み合わせを探す手順のイメージ図

参考文献

[1] 今里、千葉、2019 年春の年会、3J07.

*Daichi Imazato[1], Go Chiba[1]

[1]Hokkaido Univ.

Bootstrap 法を用いた推定臨界下限増倍率の算出方法
（2）核特性の類似度、実験誤差、モンテカルロ計算の統計誤差を考慮した改良

Calculation Method of Estimated Criticality Lower-Limit Multiplication Factor Using the Bootstrap Method
(2) Improvement considering Neutronic Similarity, Experimental Error,
and Statistical Error of Monte Carlo Code

*西岡 楓賀[1]，林 卓人[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

本研究では、①核特性の類似度c_k、②臨界実験データの実験誤差σ_{bench}、及び③連続エネルギーモンテカルロ計算による実効増倍率k_{eff}の統計誤差σ_{calc}を考慮できるよう、bootstrap 法を用いた推定臨界下限増倍率(ECLLMF)の評価手法を更に改良した。発表では、UO_2-水からなる単位セル体系を対象として、提案手法で得られた推定臨界下限増倍率の推定結果について報告する。

キーワード：推定臨界下限増倍率，bootstrap 法，核特性の類似度，実験誤差，モンテカルロ計算，統計誤差

1. 緒言：数値計算により未臨界判断基準を推定する研究に取り組んでいる。これまでの研究成果として、正規分布の仮定が不要である bootstrap 法を用いて ECLLMF を算出する方法を考案した。本研究では、①核特性の類似度c_k、②実験誤差σ_{bench}、③モンテカルロ計算の統計誤差σ_{calc}の効果を考慮できるよう、ECLLMF の算出方法を更に改良した。本発表では、①–③の効果が ECLLMF の推定結果に与える影響について報告する。

2. 解析方法：本研究で改良した bootstrap 法では、σ_{bench}とσ_{calc}を考慮したk_{eff}の混合正規分布をモンテカルロ計算によって作成し、作成した混合正規分布から復元抽出を行うこととした。復元抽出により得られた bootstrap 分布から余裕幅αを反復法によって計算し、混合正規分布の平均値$\bar{k}$と不偏標準偏差sから推定臨界下限増倍率$k_{\mathrm{sub,boot}} = \bar{k} - \alpha s$を算出した。更に、Whisper1.1[1]を用いて計算された評価体系と臨界実験体系の代表性因子c_kを基に、各標本の重みづけを行った。なお本研究では臨界超過確率p =2.5%、ECLLMF 設定失敗確率γ =2.5%として解析を行った。

3. 結果・考察：半径 1.0cm の UO_2 燃料球を想定し、最適減速となる燃料対水体積比の条件で解析を行った。①–③を考慮しない正規分布の仮定に基づく従来法、①–③を考慮しない bootstrap 法(Case 1)、①–③の考慮した改良 bootstrap 法(Case 2)によって得られたαと ECLLMF の値を表 1 にそれぞれ示す。図 1 に標本k_{eff}と bootstrap 分布の相対度数分布を示す。なお$k_{\mathrm{sub,t}}$は従来法による ECLLMF である。表 1 より従来法の ECLLMF が最大となり、Case 2 の ECLLMF が最小となった。従来法と Case 1 の比較により、今回の検証条件では正規分布仮定の影響度は比較的小さいことが分かった。また、①–③を考慮することにより、k_{eff}の頻度分布の広がりが大きくなったことから、余裕幅αが大きく計算され、その分だけ Case 2 の ECLLMF は他より小さく推定されたと考えられる。

表 1　各算出法のαと ECLLMF

算出法	α	ECLLMF
従来法	2.3794	0.99364
Case 1	2.5219	0.99332
Case 2	4.2338	0.98324

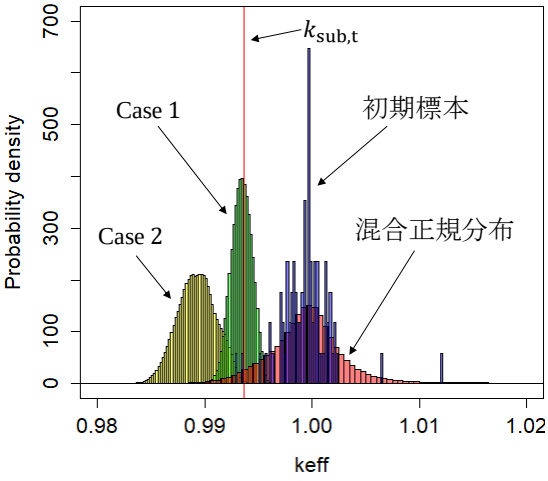


図 1　k_{eff}、bootstrap 分布の相対度数分布

参考文献

[1] B. C. Kiedrowski, *et al*., *Nucl. Sci. Eng.*, **181**(1), pp.17–47 (2015).

*Fuga NISHIOKA[1], Takuto HAYASHI[1], Tomohiro ENDO[1],
and Akio YAMAMOTO[1]
[1]Nagoya Univ.

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

Wed. Sep 11, 2019 11:00 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 2:00 AM - 3:00 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[1J05-08] Development of Methodology 2

Chair:Yuichi Yamane(JAEA)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1J05] Self-shielding calculations based on the IGA-method

*Matthias NEZONDET[1], Willem van Rooijen[2] (1. University of Fukui, Graduate School of Engineering, Advanced Interdisciplinary Science and Technology, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1J06] An Investigation on the Control Rod Homogenization Method for Next-Generation Fast Reactor Cores

*Kazuo Takino[1], Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1J07] Impact of Diffusion Coefficient and Correction Term on Convergence Performance of CMFD Acceleration

*Yoshiki Oshima[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

11:45 AM - 12:00 PM JST | 2:45 AM - 3:00 AM UTC

[1J08] Improvement of Optimally-Weighted Predictor-Corrector Method for Nuclear Fuel Burnup Calculation.

*Jumpei Sasuga[1], Go Chiba[1], Yasunori Ohoka[2], Kento Yamamoto[2], Hiroaki Nagano[2] (1. Hokkaido University, 2. Nuclear Fuel Industries, Ltd.)

Self-shielding calculations based on the IGA-method

*Matthias Nezondet[1] and W.F.G Van Rooijen[2]

[1]Graduate school of University of Fukui., [2]Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui.

A calculational method for self-shielding calculation is described. This method is developed to perform calculation for any arbitrary geometrical domains. The objective is to implement it in an innovative calculation code based on IsoGeometric Analysis, developed in our laboratory. The method is based on sub-group method to treat resonances and "Sn" theory to resolve the neutron transport equation.

Keywords: Neutron transport theory, Self-shielding calculation, IGA method, Sub-group method

1. Introduction In our laboratory, we are developing an innovative simulation code based on IsoGeometric Analysis (IGA), which allows to resolve neutron transport equation for any geometrical domains with the multi-group "Sn" formalism. With multi-group calculation, it is necessary to treat the resonances of cross section with self-shielding calculation. Thus, the goal is to develop a self-shielding calculation method for any arbitrary geometrical domains and we chose to use the sub-group method as basis.

2. The Subgroup Method For self-shielding calculation, integrals such as $\int_{\Delta u_g} \sigma_x(u)\varphi(u)du$ and $\int_{\Delta u_g} \varphi(u)du$ need to be evaluated, in which the flux φ(u) is a function of the total cross section $\sigma_t(u)$, under appropriate assumptions, such as isolated resonances, absence of resonance interaction, and the narrow resonance approximation. In that case, we have decided to use the sub-group method as a basis and to extend it to our IGA code [1]. One of the main features is it can be used with any flux solution technique, such as "Sn" theory, and it is not limited to any geometrical domains. The sub-group method is used to calculate the multi-group self-shielded cross section by using the probability density. Indeed, with sub-group method every $\sigma_t(u)$ dependent function can be discretized by:

$$\frac{1}{\Delta u_g}\int_{u_{g-1}}^{u_g} f[\sigma_t(u)]du = \sum_{k=1}^{K} w_k f(\sigma_k)$$

If we consider a heterogeneous system described in the "Sn" formalism, where the direction of movement is discretized into a set of directions n and where a resonant isotope N^* is in a non-resonant background N^+, the transport equation is given by: $\hat{\Omega}_n \nabla \Phi^g(r,\hat{\Omega}_n) + [N^*\sigma_t(u) + N^+\sigma_t^+]\Phi^g(r,u,\hat{\Omega}_n) = Q^g(r,\hat{\Omega}_n)$

In the case we have a calculation code that is based on the "Sn" theory, it is possible to resolve the previous equation and obtain the flux that will be a function of $\sigma_t(u)$ so we can apply the sub-group method:

$$\Phi^g(r,\hat{\Omega}_n) = \mathrm{f}\left[Q^g(r,\hat{\Omega}_n),\sigma_t(u)\right] \Rightarrow \sigma_{x,i}^g = \frac{\sum_{k=1}^{K}\sigma_{x,k}f_k Q^g(r,\hat{\Omega}_n),\sigma_{t,k}}{\sum_{k=1}^{K} f_k Q^g(r,\hat{\Omega}_n),\sigma_{t,k}}$$

When we speak about sub-group method, we have to mention the probability table which consist of a quadrature set $\{\sigma_k, w_k; k=1, K\}$ that represents a probability density. There are different methods to calculate the probability table. We chose to use the method of moment and the mathematical probability table, because of his consistency and stability [2].

3. Conclusion We have started to improve this neutron transport code based on IGA method to take into account self-shielding effect. At the moment, we have found the self-shielding model to implement in our code. This model will have to be improved: to be compatible with arbitrary geometrical domain and with the discrete ordinates method "Sn"

References

[1] Levitt L.B. The probability table method for treating unresolved neutron resonances. Nucl.Sci.Eng., 49(450), 1972.

[2] Hebert A. The ribon extended self-shielding model. Nucl.Sci.Eng., 151(1-24), 2005.

次世代高速炉炉心の核設計における制御棒均質化法の検討

An Investigation on the Control Rod Homogenization Method for Next-Generation Fast Reactor Cores

*滝野 一夫[1], 杉野 和輝[1], 大木 繁夫[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

次世代高速炉炉心の核設計手法高度化のために、制御棒価値と径方向出力分布の精度向上を図ることのできる制御棒均質化法を構築した。

キーワード：次世代高速炉、制御棒均質化、反応率比保存法、制御棒価値、径方向出力分布

1. 緒言

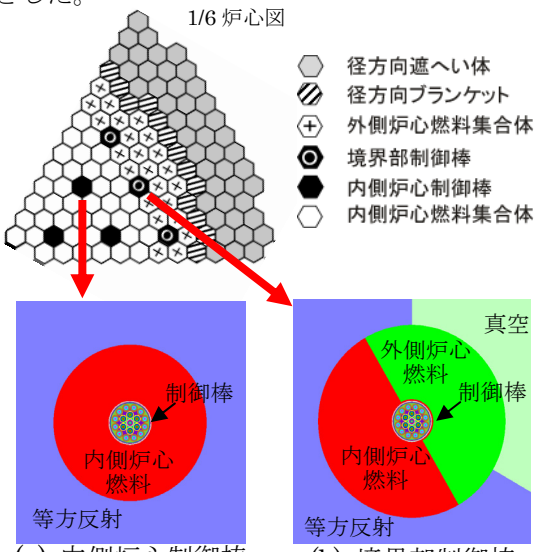
反応率比保存法による制御棒の均質化断面積計算において、従来は全ての制御棒に対して周辺に内側炉心燃料集合体を 6 体（1 層分）巻いたスーパーセルモデルを用いていた。しかし、このモデルは制御棒価値及び出力分布において径方向依存の系統的な誤差を生じさせ、特に大型炉心では有意なものとなっていた。そこで、本検討では制御棒均質化におけるスーパーセルモデルの改良を行った。解析対象炉心は電気出力 750 MWe の次世代ナトリウム冷却高速炉炉心[1, 2]の平衡末期とした。

2. 制御棒スーパーセルモデルの改良

制御棒周囲の中性子空間分布がなだらかな内側炉心制御棒と、中性子束勾配が急な内側炉心と外側炉心の境界部に位置する制御棒（境界部制御棒）に分けて、スーパーセルモデルを改良した。

①内側炉心制御棒　　図 1(a)に示すように、従来モデルと同様に周辺に内側炉心燃料集合体を巻くモデルであるが、巻き数を内側炉心燃料と制御棒の体積比に合わせて従来モデルの 6 体から 10 体に変更した。反応率比保存法計算には従来と同様に SLAROM-UF の RRRP モジュールを用いた。

②境界部制御棒　　図 1(b)に示すように、制御棒周囲の燃料を 2 層目までモデル化し、3 層目の環境を基に境界条件を設定、制御棒周辺の中性子束勾配を模擬した。このモデルには境界条件が 2 種類あるため、反応率比保存法計算には多群モンテカルロ法（GMVP）を用いた。



(a) 内側炉心制御棒　(b) 境界部制御棒

図 1　改良した制御棒スーパーセルモデル

3. 検証計算

上記の改良した制御棒スーパーセルモデルを用いて求めた制御棒実効断面積を使って炉心計算を行い、制御棒価値及び集合体出力分布を求めた。この結果を、制御棒を非均質に取り扱った全炉心直接計算結果（参照解）と比較して、改良モデルによる精度の向上度合いを確認した。ここで、制御棒均質化後の炉心計算及び全炉心直接計算には GMVP を使用した。

表 1 に結果を示す。改良モデルの使用により、参照解との差異が従来と比較して、制御棒価値で約 1/5、集合体出力分布で約 1/3 となり、制御棒均質化に伴い生じる誤差が大幅に縮小した。

4. 結言

内側炉心の制御棒及び内側炉心と外側炉心の境界部制御棒のスーパーセルモデルの改良を行い、炉心計算における制御棒価値、径方向出力分布において、大幅な精度向上を達成した。

表 1　改良した制御棒スーパーセルモデルによる炉心特性の計算精度向上効果（参照解からの相対差異）

	制御棒価値（粗調整制御棒）		集合体出力分布（粗調整制御棒全挿入）
	内側炉心	境界部	
従来モデル	0.92%	0.79%	−0.47% ～ 0.44%
改良モデル	0.19%	0.14%	−0.18% ～ 0.16%

参考文献
[1] 大久保努, 他, 日本原子力学会 2010 年秋の大会, P30.　[2] 小倉理志, 他, 同左, P31.

*Kazuo Takino[1], Kazuteru Sugino[1], and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

CMFD 加速法における拡散係数、補正項と収束性の関係

Impact of Diffusion Coefficient and Correction Term on Convergence Performance of CMFD Acceleration

*大島 吉貴[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

Coarse Mesh Finite Difference(CMFD)加速法で用いる有限差分式に従来の拡散係数及び補正した拡散係数を適用することで、拡散係数、補正項の大きさと収束性の関係性を検討した。

キーワード：CMFD 加速法，拡散係数，補正項，収束性, MOC

1. 緒言

CMFD 加速法にはメッシュの光学距離（=メッシュ幅×巨視的断面積）が大きいと収束が不安定になるという問題がある[1]。CMFD 加速法では有限差分拡散計算の中性子流に補正項を加えることで輸送計算の中性子流を再現しており、補正項の値が大きいほど CMFD 加速計算で用いる差分式は通常の差分式から乖離する。そのため、補正項の大きさが収束性に影響を与えていることが推測される。本研究では、従来の拡散係数及び補正した拡散係数を用いた際の補正項の大きさと収束性を評価することで、拡散係数、補正項の大きさと収束性の関係性を検討した。

2. 解析手法

KAIST ベンチマーク問題 2A を計算体系とし、MOC 計算コード GENESIS を用いて計算を行った。本解析では拡散係数に従来の拡散係数D^{Conv}、Artificial Grid Diffusion(AGD)における拡散係数D^{AGD}、D^{Conv}を定数α倍した拡散係数D^{*}、D^{Conv}にエネルギー群ごとに異なる補正値$\alpha_g \Delta$（Δはメッシュ幅）を加えた拡散係数D^{+}を用いた。CMFD 計算のメッシュ幅は 1.26 cm、6.3 cm の 2 ケースとした。両ケースにおいて各拡散係数を用いた有限差分拡散計算と MOC の中性子流を比較し、補正項の大きさを求めた。また、各拡散係数を用いて CMFD 加速計算を行った際の MOC の全中性子束及び実効増倍率の残差から収束性を確認した。

3. 結果・考察

メッシュ幅 1.26 cm の場合、D^{Conv}, D^{AGD}を用いた有限差分拡散計算と MOC の中性子流は概ね一致し、補正項は 0 に近い値となった。また、両拡散係数を用いた MOC はどちらも収束した。すなわちメッシュの光学距離が小さい場合、CMFD 加速法で用いている差分式は適切である。メッシュ幅 6.3 cm において、D^{Conv}, D^{AGD}を用いた有限差分拡散計算と MOC の中性子流をy, x軸としてプロットし図 1 に示す。図 1 よりD^{Conv}に比べてD^{AGD}を用いた方が、有限差分拡散計算と MOC の中性子流がよく一致しており、補正項の大きさが小さい。このとき、D^{Conv}を用いた MOC は発散したが、補正項の小さいD^{AGD}では収束した。以上より、補正項の大きさをより小さくすることで収束性のさらなる改善が見込めると考え、D^{AGD}より補正項の大きさが小さくなるようD^{*}, D^{+}の補正値を決定した。しかし、D^{AGD}, D^{*}, D^{+}を用いた MOC の収束性は同等であった。すなわち拡散係数を補正し、補正項の大きさをより小さくしても収束性の改善は確認されなかった。この結果は、CMFD 加速法で用いている有限差分式と中性子束の規格化方法には収束性の限界があり、さらなる収束性改善には新たな差分式や規格化方法が必要であることを示唆している。

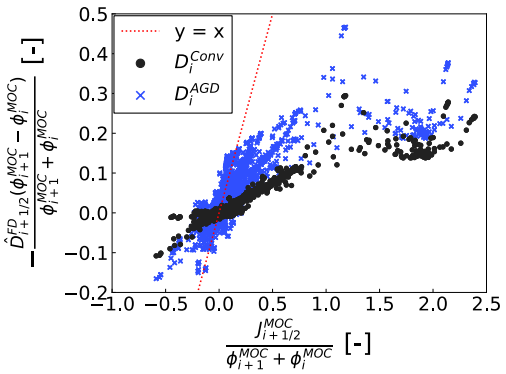


図 1：拡散計算と MOC の中性子流の関係
（CMFD 計算のメッシュ幅 6.3 cm）

参考文献：[1] A. Yamamoto, *Nucl. Sci. Eng.*, **151**, 274–282 (2005).

*Yoshiki Oshima[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ..

燃焼計算のための最適重み付け予測子・修正子法の改良

Improvement of Optimally-Weighted Predictor-Corrector Method for Nuclear Fuel Burnup Calculations

*流石淳平[1],千葉豪[1],大岡靖典[2],山本健土[2],長野浩明[2]
[1]北海道大学,[2]原子燃料工業

本検討では、奥村らにより提案された最適重み付け予測子・修正子法(OWPC 法)を改良した新たな計算手法を提案する。

キーワード：可燃性毒物、燃焼計算、予測子・修正子法

1. 背景　可燃性毒物が含まれる体系に対する燃焼計算を行う際には予測子・修正子法(Predictor-Corrector 法、PC 法)が広く使われている。PC 法により燃焼ステップの離散化誤差を効率的に低減できるが、更なる誤差低減のため、重み付け PC 法（WPC 法）と最適重み付け PC 法（OWPC 法）が奥村らにより提案された[1]。本研究では OWPC 法の最適重みの決め方について新たなアルゴリズムを提案する。

2. 解析手法　可燃性毒物であるガドリニアを含む体系に対して、PC 法を用いて燃焼計算を行うと計算精度が向上する。しかし、ガドリニウムの数密度変化は中性子吸収による効果が支配的であり、短時間での急激な数密度変化や中性子吸収断面積と数密度が特徴的な関係であることより PC 法では低減できない系統的な誤差が生じる。WPC 法は重みパラメータωを用いることで PC 法を用いた時に生じる誤差を低減させる方法である。WPC 法ではωを用いて、式(1)からステップ終点の数密度 N を得る。

$$N = N_0 \exp\left[-\{R_p(1-\omega) + R_c\omega\}\Delta t\right] \quad (1)$$

ここで、N_0はステップ始点の数密度、R_pは Predictor 計算で用いた反応率、R_cは Corrector 計算で用いた反応率、Δtはステップ時間幅である。WPC 法では PC 法より高精度な解を求めることができるが、ωはユーザーが任意に決定しなければならない。改良された OWPC 法では、ωを自動的に決めるため、数密度変化が中性子吸収の影響のみを受ける簡易モデルを設定する。モデル核種の数密度と中性子吸収反応率の間には負の相関があり[2]、その関係性を線形とみなすことで、モデル核種の時間ステップ終点での厳密解を数値計算により得ることができる。得られた厳密解を用いて適切なωを決定し、WPC 法に適用することによりステップ終点の数密度を計算する。

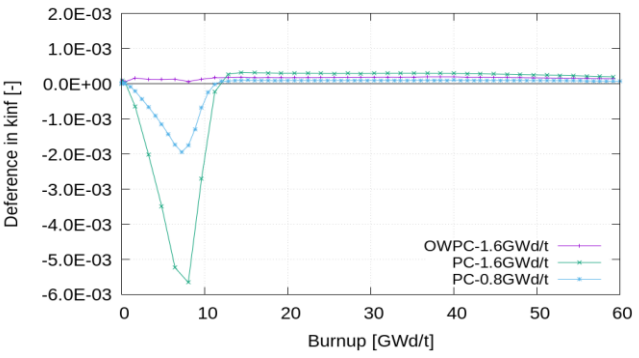


図 1　中性子無限増倍率の参照解との誤差

3. 解析結果　検証計算はガドリニア燃料棒を含む PWR 燃焼集合体体系に対して行った。参照解はステップ幅 0.055GWd/t の PC 法で取得し、無限増倍率 k_{inf} の燃焼特性を比較した。結果を図 1 に示す。OWPC 法は、PC 法を用いた場合と比較して計算精度が大幅に向上した。また、ガドリニウム濃度 10%、8%、6%、4%のいずれの場合においても OWPC 法の計算精度が保証されることも確認した。

参考文献　[1] S.Okumura, G.Chiba, *RPHA2017,Proc. of Reactor Physics Asia 2017.*
[2] A.Yamamoto, M.Tatsumi, N.Sugimura, *Nucl. Sci. Eng.,* 163, pp.144-151 (2009)

*Jumpei Sasuga[1], Go Chiba[1], Yasunori Ohoka[2], Kento Yamamoto[2], Hiroaki Nagano[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]NFI

General Meeting

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[1J_GM] 「炉物理部会」第51回全体会議

[1J_GM] General Meeting

General Meeting

[1J_GM] 「炉物理部会」第51回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[1J_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Reactor Physics Division

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[1J_PL] Situation and issues concerning Small Modular Reactor (SMR)

Chair:Akito Oizumi(JAEA)

[1J_PL01] Reactor physics in SMR development

*Toru Obara[1] (1. Tokyo Tech)

[1J_PL02] SMR development overview

*Kazuaki Kito[1], Yoshitaka Kimura[2], Kazuhito Asano[3] (1. Hitachi-GE, 2．MHI, 3．TOSHIBA ESS)

2019年秋の大会

炉物理部会セッション

SMR(Small Modular Reactor)をめぐる状況と課題
Situation and Issues Concerning Small Modular Reactor (SMR)

SMR 開発における炉物理とプラントメーカーにおける取り組み状況

Reactor Physics and Development Overview in SMR

*小原　徹[1], *木藤　和明[2], 木村 芳貴[3], 浅野　和仁[4]
[1]東京工業大学, [2]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社,
[3]三菱重工業株式会社, [4]東芝エネルギーシステムズ株式会社

1. はじめに

近年小型モジュラー炉(SMR)に関心が集まっている。一般に動力炉は小型になると発電単価が高くなるため、発電コストを下げるために原子炉を大型化し一基あたりの出力を大きくすることがこれまで行われてきた。一方で小型の動力炉は、建設時の初期資本が小さくてすみ投資リスクを小さくできる、受動的安全性能の高い原子炉を設計できる、送電コストが高くなる遠隔地での利用に適する、地域の熱供給といった地域のニーズに合わせたエネルギー供給が可能といった利点を持っている。小型動力炉の高コストの問題を解決するための方法として SMR という概念が考案された。SMR の概念は、原子炉の設計を規格化して型式認可をとり、同じ設計の原子炉を工場で多数製造し、さらに建設サイトでの工程は出来るだけ少なくすることで、量産効果により製造・建設コストをできるだけ小さくしようとするものである。SMR の概念自体は以前から存在したが、最近の動向の特徴として、海外のベンチャー企業が独自の SMR 設計概念を提示し、ライセンスを取得した上で市場投入しビジネスとして成功させようとしていることがあげられる。本企画セッションでは、はじめに SMR 開発における炉物理の役割について概観した後、現在のプラントメーカーによる取組み状況の紹介を行う。現在の開発状況を踏まえ SMR 開発における炉物理の役割についての活発な議論が行われることを期待している。

(小原　徹)

2. SMR 開発における炉物理

SMR を含む小型原子炉の研究は 30 年以上前から行われていた。1991 年には東京工業大学で International Specialists' Meeting on Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources (SR/TIT)が開催されている[1,2]。小型炉に特化した国際会議としては日本国内ではじめてのものであった。会議のプロシーディングス[3]から当時はどのような議論がなされていたか振り返ってみたい。プロシーディングスの第 1 章から第 3 章は小型炉の導入の意義や導入計画に関する論文が 10 件掲載されている。当時小型炉導入に関してどのような議論がされていたかを精査することは現在の SMR 開発を考える上で興味深いものがあるが、今回は炉物理に特化したセッションであるためとりあげない。なお、この章では小型溶融塩炉の設計概念も提示されている。第 4 章は小型軽水炉に関する論文(4 件)で動力用 TRIGA 炉、小型 PWR、小型 BWR の設計概念が報告されている。第 5 章には小型高速炉に関する論文(10 件)が掲載されており、冷却材はナトリウム冷却または鉛・ビスマス、燃料は酸化物もしくは窒化物に加えて鉄プルトニウム合金による液体金属をピンに封入した燃料による設計例も示されている。第 6 章は、小型ガス冷却炉(3 件)で小型プリズム型高温ガス炉、小型ペブルベッド型高温ガス炉の概念が示されている。第 7 章は小型炉の利用に関する論文(7 件)で、小型炉の利用として遠隔地でのエネルギー供給、宇宙、地域熱供給、海洋(舶用、海底)、医療利用が挙げられている。これらの小型炉の設置については、都市の地下に設置する概念も提示されている。炉心構造という観点からこれらの概念を眺めると、溶融塩炉を除いて、すべてはピンセルを用いた軽水炉・高速炉あるいは被覆燃料粒子を用いた黒鉛減速炉であり、基本的に実用化されたあるいは実用化に近い段階まで開発された大型炉の炉心構造と変わりはない。炉心解析手法については明確に記載されていない論文もあるが、大型炉の設計のために開発された決定論的解析コードを用いていたと見られる。このため用いられていた炉物理手法は基本

的に大型炉のものと同じであったといえる。

このような状況は約 30 年経ってもほとんど変わっていないといえる。近年公表されている SMR の多くはモジュラー化、工場生産と現地での設置を強く強調しているものの、その炉心は基本的には大型炉のそれと同じデザインであり、SMR だからと言って特別な炉物理解析手法が必要という状況にはないと言っていいと思われる。

しかし、これで SMR 開発における炉物理の役割の議論を終わらせるべきではない。約 30 年前に SR/TIT が開催された後、様々な工学分野において技術革新が起こりあるいは起こりつつあり、これが新しい SMR 開発につながる可能性が十分にある。例えば、最近注目を集めている技術として金属の積層造形技術(Additive Manufacturing, AM)がある。これは言ってみれば金属用３D プリンターで様々な部材を作成する技術であり、近年その技術は急速に向上し、さまざまな金属でより複雑で大型の部材を安定した性能で作成できるようになってきた[4]。AM を用いると、これまで製造できなかった形状の部材を容易に作成することが可能であり、また一度プログラムができれば何を作っても製造コストは変わらないため、複雑な形状で多種多様なものを小数ずつ作る場合でもコストが高くならないという利点がある。SMR の製造コストを下げるには、出力を維持したまま原子炉を出来るだけ小さくすることが有効と考えられるが、それを達成するには中性子の漏れはできるだけ小さくかつ除熱の効率が高い炉心構造とする必要がある。AM を用いることでピンセルや粒子以外の形状の燃料要素やさまざまな形状の炉内構造物が低コストで製造可能となれば、このような炉心が実現できる可能性がある。このような場合に炉物理に期待されるのは、今までに無い全く新しい形状・構造・組成の燃料要素・炉心に対しても、解析が精度よくかつ高速に行えることであり、ここに炉物理研究が真に SMR 開発に貢献できる要素があると考えられる。

(小原　徹)

3. プラントメーカーにおける取り組み状況

3-1. 日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社での取り組み

原子力発電が今後も世界市場で競争力を確保するには、ガス火力等の他電源より低い発電コストと、資本費および資本リスクの低減が必要である。このような世界情勢を背景に、経済性が高い小型炉のニーズが高まっている。こうした小型炉需要に対し、中・露・韓等、国を挙げて小型炉の開発／輸出を目指す国々に対抗するため、日米((日立 GE ニュークリア・エナジー社(以下、日立 GE)－GE Hitachi Nuclear Energy 社(以下、GE 日立))間協調の下で、直接サイクルであり、シンプルな構造が可能な BWR 技術による、高経済性小型炉(BWRX-300)の開発に取り組んでいる。

GE 日立 - 日立 GE 間の共同開発体制を柱に、電力事業者、ゼネコン、アカデミアと連携して開発を進めている。GE 日立と協力関係にある米国電力 Dominion Energy 社が開発資金拠出に合意する等、外部資金調達も進めている。開発には、Bechtel Corporation 社、Exelon Generation 社、マサチューセッツ工科大の専門家チームも加入を検討中である。

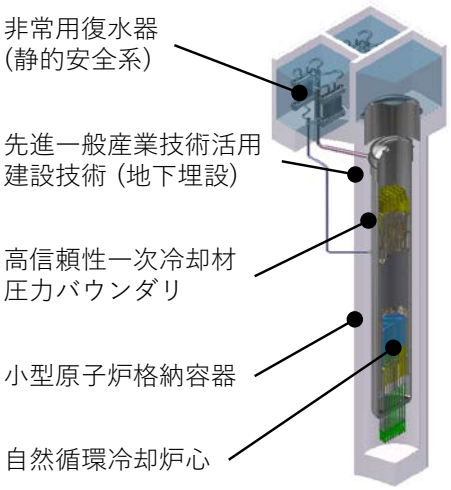


図 1　BWRX-300 概念図

表 1　BWRX-300 の主要仕様

項目	仕様
炉型	BWR
熱出力/電気出力	900MW/300MW級
燃料	UO_2 (MOX可)
目標建設単価	$2,250/kW

BWRX-300 では、高い安全性を維持しつつ、初期投資リスク及び発電コストの大幅低減を目指す。モジュール化率を向上した工場完成型建設手法による建設リスクの低減といった小型炉特有のメリットを追求するほか、さらなる経済性向上に向けて “Design to Cost”の概念を導入し、一般的にスケールデメリットがあるといわれている小型炉において、従来型の大型軽水炉を大幅に下回る建設単価の実現を目指す。図 1 に BWRX-300 の概念図を、表 1 に主要仕様をそれぞれ示す。

BWRX-300 の 5 つの主要なプラントコンセプトを示す。

(a) 一次冷却材圧力バウンダリの信頼性を高め、大 LOCA (Loss of Coolant Accident)を設計基準事故の想定か

ら排除することで、安全性を高めつつ、ECCS (Emergency Core Cooling System)ポンプ等の大型機器やサプレッションプールを削除し、原子炉建屋及び原子炉格納容器を大幅に小型化する。

(b) 米国 NRC 設計認証を取得している ESBWR で採用済みの、自然循環技術や静的安全システム（非常用復水器）を採用することで、開発リスク及び許認可リスク低減と、信頼性、安全性向上を両立する。

(c) 原子炉建屋を小型化し、完全地下設置により外部ハザードのリスクを低減することで、建屋コンクリート物量を最小化し、同時にセキュリティの強化を図る。小出力炉心(炉内放射性物質量少)、静的安全系採用による長期グレースピリオドなどの特長を活かした緊急時計画区域(EPZ: Emergency Planning Zone)縮小についても検討する。

(d) 工場完成型一体据付による建設費および建設リスクの大幅低減等、小型炉特有のメリットを最大化する。

(e) 原子炉一次冷却材バウンダリ以外には先進一般産業技術を積極的に採用し、建設工程や費用低減を図る。

上記のプラントコンセプトを達成するため、以下に示す技術開発を実施する計画である。

1) 一次冷却材圧力バウンダリの高信頼性化：大 LOCA 排除を実現する原子炉システムの構築、非常用復水器による原子炉圧力容器過圧防護対策など。

2) 小型炉特有のメリット最大化と先進一般産業技術の徹底活用によるコスト低減：工場完成型の一体据付、高強度コンクリートの採用、垂直掘削工法、空冷式発電機の採用など。

3) その他原子力技術の応用研究：原子炉圧力容器の小型化、完全地下埋設式建屋の耐震評価など。

今後、2020 年を目標に概念設計を完了させる。その後は米国での先行安全審査(NRC LTR: Nuclear Regulatory Commission Licensing Topical Report)、実証試験、サイト選定を進め、2030 年頃に北米での初号機運開を目指す。また、並行して国内、欧米諸国のプロジェクトに参画し、BWRX-300 の市場開拓を進めていく。

(木藤　和明)

3-2. 三菱重工業株式会社の取り組み

当社は、50 年以上にわたる加圧水型軽水炉(PWR)の開発、設計、製作、建設、運転・保守の経験を通じて、原子力安全や PWR 発電プラントに係る技術を継続的に発展させてきた。また、高速炉開発における「常陽」や「もんじゅ」、高温ガス炉開発における高温工学試験研究炉(HTTR)建設への参画など、開発知見や、設計、製造に係るキー技術を蓄積してきた。今後、これらの経験、技術をベースとして、社会・顧客ニーズや国の政策動向も踏まえながら、幅広く技術開発の取り組みを進める。以下では、当社 SMR 開発の代表例として軽水小型炉（PWR）、高温ガス炉、小型ナトリウム冷却高速炉開発の取り組みについて紹介する。

(1)　軽水小型炉(PWR)

当社の軽水小型炉は、原子力船「むつ」向けの原子炉開発に始まり、近年では発電用小型一体型モジュラー軽水炉の開発を実施してきた。この経験を活かしつつ、当社の PWR 技術を結集し、高い安全性と経済性を合わせ持つ革新的な軽水小型 PWR を開発する。軽水小型 PWR は、主機一体型原子炉(図 2)とすることで、大破断 LOCA 等の事故事象を排除するとともに、小型炉固有の安全対策（静的除熱・冷却系、炉内溶融炉心保持、二重格納等）やモジュール設計等を用途に応じて反映し、発電用のみならず船舶搭載も見据えたシリーズ展開を図ることで、多様な社会的要請に応える炉型概念の確立を目指す。



図 2 一体型原子炉の概念図
(軽水小型 PWR)

(2)　高温ガス炉

固有の安全性を有する高温ガス炉は、炉心溶融なく安全に利用可能であり、かつ、900℃以上の高温の熱が取出せるため非電力分野への適用を含め高効率な核熱利用を可能にする原子炉である。当社は、HTTR で実証されてきたブロック型炉心高温ガス炉の技術をベースに水素製造と発電を両立するコジェネプラント概念を開発する。高温ガス炉コジェネプラントは、炉出力一定運転のまま電力需要変化への追従が可能であり、再生可能エネルギーとの共存にも柔軟に対応できる。加えて、直接ガスタービンサイクルによる高効率

発電システムと水素製造システムを組み合わせることにより、総合的にエネルギー効率を向上させ、将来的には還元製鉄などの産業プロセスに適用することで、非電力分野における CO_2 排出量の大幅削減に貢献するとともに、脱炭素化・水素社会の実現に寄与することが期待される。

(3)　小型ナトリウム冷却高速炉

高速炉開発戦略ロードマップ(2018 年 12 月 21 日閣議決定)では、ウラン需給の状況や政策環境・社会情勢の変化を踏まえ、高速炉の意義の多様化を指摘するとともに、21 世紀半ばの適切なタイミングにおいて現実的なスケールの高速炉が運転開始されることが期待されると示された。当社では、これら将来の社会ニーズに柔軟に対応すべく、資源の有効利用(柔軟な燃料増殖比の確保)や放射性廃棄物低減(マイナーアクチノイドの核変換)が可能な高速炉として、これまでの大型高速炉に加えて、初期投資リスクを低減可能な小型高速炉概念を開発する。これまで経験を積み重ねてきたナトリウム冷却炉技術をベースとして、受動的安全やナトリウム安全に寄与する革新的技術の適用性を検証するとともに、柔軟に出力アップが可能な小型ナトリウム冷却高速炉プラント概念を構築することにより、高い安全性・信頼性及び経済性の実現を目標とする。

(木村 芳貴)

3-3. 東芝エネルギーシステムズ株式会社の取り組み

(1) 高温ガス炉

優れた安全性と多目的利用に応え得る次世代炉として高温ガス炉の開発を進めている。高温ガス炉は発電だけでなく水素製造や産業プラント熱供給などへの用途に対応可能なポテンシャルを有する。当社は日本原子力研究開発機構の高温工学試験研究炉(HTTR)の設計、建設などにより得られた知見を基に経済合理性と安全性を兼ね備えた商用炉の開発を進めており、同機構ならびに富士電機株式会社、原子燃料工業株式会社等と連携し、2030 年代の上市を目標とする概念設計活動を進めている。高温ガス炉は 750℃以上の熱供給が可能であることから、適切な蓄熱システムを組み合わせることで再生可能エネルギーの電力需給変動に対する調整力を有したベースロード電源としての発電プラントを構成できる。国内技術として確立した高温ガス炉と蒸気発電技術に、実現性のある蓄熱システムを組合せることで、早期実用化と社会的要請に応える 600MWt 級の高温ガス炉の開発を目指している。安全性に関しては高温ガス炉固有の安全性の最大限の活用と最新知見に基づく安全性の向上を図り、以下の仕様により社会的受容性と経済性の両立を目指す。

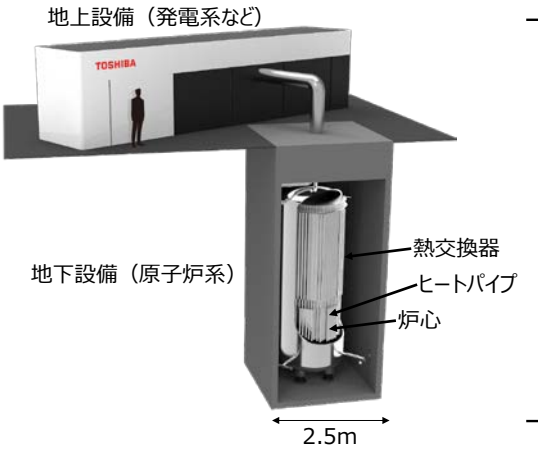
- 原子炉圧力容器と蒸気発生器の接続管を圧力容器として設計するクロスベッセル構造採用：接続管破断による減圧事故の可能性を局限
- 破断前漏えい検知概念の導入：一次バウンダリからの冷却材漏えい及び空気侵入の局限
- 自然循環による炉容器冷却設備の採用：受動的な崩壊熱除去
- 被覆燃料粒子の高い閉じ込め機能と組み合わせたコンファインメント構造：原子炉格納容器の削除

今後は 2030 年代に実現可能と考えられる商用高温ガス炉プラント及び蓄熱システムの設計条件の検討を通じて全体システム構成の設定を進めるとともに、高温ガス炉の特徴を踏まえた安全シナリオ構築や確率論的リスク評価ツールの整備を通じて、規制側による安全性評価に向けた基本方針の策定を進める予定である。

(2) 超小型炉

イノベーションを追求した原子力プラント開発の一環として、多様なエネルギー源と共存する 10MWt 級多目的超小型炉の概念構築を進めている。本プラントはヒートパイプ採用による原子炉冷却系の動的機器排除および炉心の受動的除熱の実現、中性子減速には水素化カルシウムなどの固体減速材の適用により高温で受動的炉停止が可能な固有安全性を主たる特徴としており、約 700℃の熱供給が可能な多目的かつ可搬性に優れた原子炉である。システムイメージと主要仕様を図 3 に示す。

課題となる経済性については、ヒートパイプの採用によるポンプレスな原子炉システムの実現とそれに伴う原子炉システムの簡素化・小型化を図るとともに、濃縮度 5 wt%以下のウラン燃料を用いることによる燃料コスト低減などを通じて原子炉システムの設置・運転コストの低減を目指す方針としている。今後は最新の需要や顧客要望の調査・整理とそれに基づくシステム構成、炉心・除熱および安全システム・利用可能な材料候補選定など原子炉システム自体の成立可能性、分散型原子炉特有の規制・核セキュリティ・保障措置上の課題、潜在市場の調査を進める予定である。



項目	数値
炉心熱出力	10MW
炉心寿命	10年以上
冷却手法	ナトリウムヒートパイプ冷却
減速材	水素化カルシウム（CaH_2）
燃料濃縮度	5 wt%未満
受動的崩壊熱除去	ヒートパイプおよび炉壁面からの空冷自然循環
重大事故時受動的炉停止	減速材物性（水素解離）を利用した自律停止
発電単価	再エネと競争力のある単価
可搬性	コンテナ2つ分程度，トレーラで輸送可
初期投資リスク対応	工場生産による現地工事最小化

図 3　分散型エネルギー源としての超小型原子炉システムイメージ図と主要仕様

(浅野　和仁)

4. まとめ

本稿では、SMR 開発における炉物理研究の役割と各プラントメーカーでの開発状況の報告がなされた。近年原子力開発をとりまく社会情勢は大きく変化している。一つには、福島の事故以降安全性への社会からの要求が厳しくなったことがあり、また同時に産業界には巨額の投資リスクを警戒する考えが強くなってきている。さらに、世界的に脱炭素社会への移行とそれにともなう再生可能エネルギーの利用拡大が進んでいる。また様々な分野でこれまでには考えられなかった技術革新が起こりつつある。このような状況下において、新しい技術をうまく取り込み社会からの要求に応えられるものが提示できるかどうかが SMR 実用化の鍵といえる。その際、炉心設計の自由度が解析手法の制約により制限されるようなことがあっては、SMR 開発の大きな足かせとなる。新しい技術を取り入れニーズにあった炉心設計が自由にできるようにするための解析手法の高度化が炉物理研究に求められているといえる。

(小原　徹)

参考文献

[1] 関本　博、「小型炉のポテンシャル専門家会議」、*日本原子力学会誌*、Vol. 34, No.2, pp.135-136 (1992).

[2] 小原　徹、「SR/TIT　美しい環境を守り安全な生活を保障するための小型原子炉のポテンシャルに関する国際専門家会議-会議の概要と運営の裏話」、*炉物理の研究*、第 41 号, 41 項-44 項、日本原子力学会炉物理部会、1992 年 3 月.

[3] Hiroshi Sekimoto (Editor), *Proc. of the International Specialists' Meeting on Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources, SR/TIT*, Tokyo, Japan, 23-35 October, 1991.

[4] T. DebRoy, H.L. Wei, J.S. Zuback, et al., "Additive manufacturing of metallic components – Process, structure and properties," *Progress in Materials Science*, Vol.92, pp.112-224 (2018).

*Toru Obara[1], *Kazuaki Kito[2], Yoshitaka Kimura[3], and Kazuhito Asano[4]

[1]Tokyo Institute of Technology., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd., [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [4]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

2019年秋の大会

炉物理部会セッション

SMR(Small Modular Reactor)をめぐる状況と課題
Situation and Issues Concerning Small Modular Reactor (SMR)

SMR 開発における炉物理とプラントメーカーにおける取り組み状況

Reactor Physics and Development Overview in SMR

*小原　徹[1], *木藤　和明[2], 木村 芳貴[3], 浅野　和仁[4]
[1]東京工業大学, [2]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社,
[3]三菱重工業株式会社, [4]東芝エネルギーシステムズ株式会社

1. はじめに

近年小型モジュラー炉(SMR)に関心が集まっている。一般に動力炉は小型になると発電単価が高くなるため、発電コストを下げるために原子炉を大型化し一基あたりの出力を大きくすることがこれまで行われてきた。一方で小型の動力炉は、建設時の初期資本が小さくてすみ投資リスクを小さくできる、受動的安全性能の高い原子炉を設計できる、送電コストが高くなる遠隔地での利用に適する、地域の熱供給といった地域のニーズに合わせたエネルギー供給が可能といった利点を持っている。小型動力炉の高コストの問題を解決するための方法として SMR という概念が考案された。SMR の概念は、原子炉の設計を規格化して型式認可をとり、同じ設計の原子炉を工場で多数製造し、さらに建設サイトでの工程は出来るだけ少なくすることで、量産効果により製造・建設コストをできるだけ小さくしようとするものである。SMR の概念自体は以前から存在したが、最近の動向の特徴として、海外のベンチャー企業が独自の SMR 設計概念を提示し、ライセンスを取得した上で市場投入しビジネスとして成功させようとしていることがあげられる。本企画セッションでは、はじめに SMR 開発における炉物理の役割について概観した後、現在のプラントメーカーによる取組み状況の紹介を行う。現在の開発状況を踏まえ SMR 開発における炉物理の役割についての活発な議論が行われることを期待している。

(小原　徹)

2. SMR 開発における炉物理

SMR を含む小型原子炉の研究は 30 年以上前から行われていた。1991 年には東京工業大学で International Specialists' Meeting on Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources (SR/TIT)が開催されている[1,2]。小型炉に特化した国際会議としては日本国内ではじめてのものであった。会議のプロシーディングス[3]から当時はどのような議論がなされていたか振り返ってみたい。プロシーディングスの第 1 章から第 3 章は小型炉の導入の意義や導入計画に関する論文が 10 件掲載されている。当時小型炉導入に関してどのような議論がされていたかを精査することは現在の SMR 開発を考える上で興味深いものがあるが、今回は炉物理に特化したセッションであるためとりあげない。なお、この章では小型溶融塩炉の設計概念も提示されている。第 4 章は小型軽水炉に関する論文(4 件)で動力用 TRIGA 炉、小型 PWR、小型 BWR の設計概念が報告されている。第 5 章には小型高速炉に関する論文(10 件)が掲載されており、冷却材はナトリウム冷却または鉛・ビスマス、燃料は酸化物もしくは窒化物に加えて鉄プルトニウム合金による液体金属をピンに封入した燃料による設計例も示されている。第 6 章は、小型ガス冷却炉(3 件)で小型プリズム型高温ガス炉、小型ペブルベッド型高温ガス炉の概念が示されている。第 7 章は小型炉の利用に関する論文(7 件)で、小型炉の利用として遠隔地でのエネルギー供給、宇宙、地域熱供給、海洋(舶用、海底)、医療利用が挙げられている。これらの小型炉の設置については、都市の地下に設置する概念も提示されている。炉心構造という観点からこれらの概念を眺めると、溶融塩炉を除いて、すべてはピンセルを用いた軽水炉・高速炉あるいは被覆燃料粒子を用いた黒鉛減速炉であり、基本的に実用化されたあるいは実用化に近い段階まで開発された大型炉の炉心構造と変わりはない。炉心解析手法については明確に記載されていない論文もあるが、大型炉の設計のために開発された決定論的解析コードを用いていたと見られる。このため用いられていた炉物理手法は基本

的に大型炉のものと同じであったといえる。

このような状況は約 30 年経ってもほとんど変わっていないといえる。近年公表されている SMR の多くはモジュラー化、工場生産と現地での設置を強く強調しているものの、その炉心は基本的には大型炉のそれと同じデザインであり、SMR だからと言って特別な炉物理解析手法が必要という状況にはないと言っていいと思われる。

しかし、これで SMR 開発における炉物理の役割の議論を終わらせるべきではない。約 30 年前に SR/TIT が開催された後、様々な工学分野において技術革新が起こりあるいは起こりつつあり、これが新しい SMR 開発につながる可能性が十分にある。例えば、最近注目を集めている技術として金属の積層造形技術(Additive Manufacturing, AM)がある。これは言ってみれば金属用３D プリンターで様々な部材を作成する技術であり、近年その技術は急速に向上し、さまざまな金属でより複雑で大型の部材を安定した性能で作成できるようになってきた[4]。AM を用いると、これまで製造できなかった形状の部材を容易に作成することが可能であり、また一度プログラムができれば何を作っても製造コストは変わらないため、複雑な形状で多種多様なものを小数ずつ作る場合でもコストが高くならないという利点がある。SMR の製造コストを下げるには、出力を維持したまま原子炉を出来るだけ小さくすることが有効と考えられるが、それを達成するには中性子の漏れはできるだけ小さくかつ除熱の効率が高い炉心構造とする必要がある。AM を用いることでピンセルや粒子以外の形状の燃料要素やさまざまな形状の炉内構造物が低コストで製造可能となれば、このような炉心が実現できる可能性がある。このような場合に炉物理に期待されるのは、今までに無い全く新しい形状・構造・組成の燃料要素・炉心に対しても、解析が精度よくかつ高速に行えることであり、ここに炉物理研究が真に SMR 開発に貢献できる要素があると考えられる。

(小原　徹)

3. プラントメーカーにおける取り組み状況

3-1. 日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社での取り組み

原子力発電が今後も世界市場で競争力を確保するには、ガス火力等の他電源より低い発電コストと、資本費および資本リスクの低減が必要である。このような世界情勢を背景に、経済性が高い小型炉のニーズが高まっている。こうした小型炉需要に対し、中・露・韓等、国を挙げて小型炉の開発／輸出を目指す国々に対抗するため、日米((日立 GE ニュークリア・エナジー社(以下、日立 GE)－GE Hitachi Nuclear Energy 社(以下、GE 日立))間協調の下で、直接サイクルであり、シンプルな構造が可能な BWR 技術による、高経済性小型炉(BWRX-300)の開発に取り組んでいる。

GE 日立 - 日立 GE 間の共同開発体制を柱に、電力事業者、ゼネコン、アカデミアと連携して開発を進めている。GE 日立と協力関係にある米国電力 Dominion Energy 社が開発資金拠出に合意する等、外部資金調達も進めている。開発には、Bechtel Corporation 社、Exelon Generation 社、マサチューセッツ工科大の専門家チームも加入を検討中である。

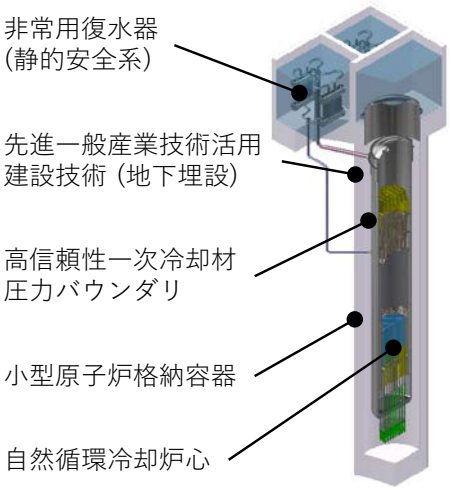


図 1　BWRX-300 概念図

表 1　BWRX-300 の主要仕様

項目	仕様
炉型	BWR
熱出力/電気出力	900MW/300MW級
燃料	UO_2 (MOX可)
目標建設単価	$2,250/kW

BWRX-300 では、高い安全性を維持しつつ、初期投資リスク及び発電コストの大幅低減を目指す。モジュール化率を向上した工場完成型建設手法による建設リスクの低減といった小型炉特有のメリットを追求するほか、さらなる経済性向上に向けて “Design to Cost”の概念を導入し、一般的にスケールデメリットがあるといわれている小型炉において、従来型の大型軽水炉を大幅に下回る建設単価の実現を目指す。図 1 に BWRX-300 の概念図を、表 1 に主要仕様をそれぞれ示す。

BWRX-300 の 5 つの主要なプラントコンセプトを示す。

(a) 一次冷却材圧力バウンダリの信頼性を高め、大 LOCA (Loss of Coolant Accident)を設計基準事故の想定か

ら排除することで、安全性を高めつつ、ECCS (Emergency Core Cooling System)ポンプ等の大型機器やサプレッションプールを削除し、原子炉建屋及び原子炉格納容器を大幅に小型化する。

(b) 米国 NRC 設計認証を取得している ESBWR で採用済みの、自然循環技術や静的安全システム（非常用復水器）を採用することで、開発リスク及び許認可リスク低減と、信頼性、安全性向上を両立する。

(c) 原子炉建屋を小型化し、完全地下設置により外部ハザードのリスクを低減することで、建屋コンクリート物量を最小化し、同時にセキュリティの強化を図る。小出力炉心(炉内放射性物質量少)、静的安全系採用による長期グレースピリオドなどの特長を活かした緊急時計画区域(EPZ: Emergency Planning Zone)縮小についても検討する。

(d) 工場完成型一体据付による建設費および建設リスクの大幅低減等、小型炉特有のメリットを最大化する。

(e) 原子炉一次冷却材バウンダリ以外には先進一般産業技術を積極的に採用し、建設工程や費用低減を図る。

上記のプラントコンセプトを達成するため、以下に示す技術開発を実施する計画である。

1) 一次冷却材圧力バウンダリの高信頼性化：大 LOCA 排除を実現する原子炉システムの構築、非常用復水器による原子炉圧力容器過圧防護対策など。

2) 小型炉特有のメリット最大化と先進一般産業技術の徹底活用によるコスト低減：工場完成型の一体据付、高強度コンクリートの採用、垂直掘削工法、空冷式発電機の採用など。

3) その他原子力技術の応用研究：原子炉圧力容器の小型化、完全地下埋設式建屋の耐震評価など。

今後、2020 年を目標に概念設計を完了させる。その後は米国での先行安全審査(NRC LTR: Nuclear Regulatory Commission Licensing Topical Report)、実証試験、サイト選定を進め、2030 年頃に北米での初号機運開を目指す。また、並行して国内、欧米諸国のプロジェクトに参画し、BWRX-300 の市場開拓を進めていく。

(木藤　和明)

3-2. 三菱重工業株式会社の取り組み

当社は、50 年以上にわたる加圧水型軽水炉(PWR)の開発、設計、製作、建設、運転・保守の経験を通じて、原子力安全や PWR 発電プラントに係る技術を継続的に発展させてきた。また、高速炉開発における「常陽」や「もんじゅ」、高温ガス炉開発における高温工学試験研究炉(HTTR)建設への参画など、開発知見や、設計、製造に係るキー技術を蓄積してきた。今後、これらの経験、技術をベースとして、社会・顧客ニーズや国の政策動向も踏まえながら、幅広く技術開発の取り組みを進める。以下では、当社 SMR 開発の代表例として軽水小型炉（PWR）、高温ガス炉、小型ナトリウム冷却高速炉開発の取り組みについて紹介する。

(1)　軽水小型炉(PWR)

当社の軽水小型炉は、原子力船「むつ」向けの原子炉開発に始まり、近年では発電用小型一体型モジュラー軽水炉の開発を実施してきた。この経験を活かしつつ、当社の PWR 技術を結集し、高い安全性と経済性を合わせ持つ革新的な軽水小型 PWR を開発する。軽水小型 PWR は、主機一体型原子炉(図 2)とすることで、大破断 LOCA 等の事故事象を排除するとともに、小型炉固有の安全対策（静的除熱・冷却系、炉内溶融炉心保持、二重格納等）やモジュール設計等を用途に応じて反映し、発電用のみならず船舶搭載も見据えたシリーズ展開を図ることで、多様な社会的要請に応える炉型概念の確立を目指す。



図 2 一体型原子炉の概念図
(軽水小型 PWR)

(2)　高温ガス炉

固有の安全性を有する高温ガス炉は、炉心溶融なく安全に利用可能であり、かつ、900℃以上の高温の熱が取出せるため非電力分野への適用を含め高効率な核熱利用を可能にする原子炉である。当社は、HTTR で実証されてきたブロック型炉心高温ガス炉の技術をベースに水素製造と発電を両立するコジェネプラント概念を開発する。高温ガス炉コジェネプラントは、炉出力一定運転のまま電力需要変化への追従が可能であり、再生可能エネルギーとの共存にも柔軟に対応できる。加えて、直接ガスタービンサイクルによる高効率

発電システムと水素製造システムを組み合わせることにより、総合的にエネルギー効率を向上させ、将来的には還元製鉄などの産業プロセスに適用することで、非電力分野における CO_2 排出量の大幅削減に貢献するとともに、脱炭素化・水素社会の実現に寄与することが期待される。

(3)　小型ナトリウム冷却高速炉

高速炉開発戦略ロードマップ(2018 年 12 月 21 日閣議決定)では、ウラン需給の状況や政策環境・社会情勢の変化を踏まえ、高速炉の意義の多様化を指摘するとともに、21 世紀半ばの適切なタイミングにおいて現実的なスケールの高速炉が運転開始されることが期待されると示された。当社では、これら将来の社会ニーズに柔軟に対応すべく、資源の有効利用(柔軟な燃料増殖比の確保)や放射性廃棄物低減(マイナーアクチノイドの核変換)が可能な高速炉として、これまでの大型高速炉に加えて、初期投資リスクを低減可能な小型高速炉概念を開発する。これまで経験を積み重ねてきたナトリウム冷却炉技術をベースとして、受動的安全やナトリウム安全に寄与する革新的技術の適用性を検証するとともに、柔軟に出力アップが可能な小型ナトリウム冷却高速炉プラント概念を構築することにより、高い安全性・信頼性及び経済性の実現を目標とする。

(木村 芳貴)

3-3. 東芝エネルギーシステムズ株式会社の取り組み

(1) 高温ガス炉

優れた安全性と多目的利用に応え得る次世代炉として高温ガス炉の開発を進めている。高温ガス炉は発電だけでなく水素製造や産業プラント熱供給などへの用途に対応可能なポテンシャルを有する。当社は日本原子力研究開発機構の高温工学試験研究炉(HTTR)の設計、建設などにより得られた知見を基に経済合理性と安全性を兼ね備えた商用炉の開発を進めており、同機構ならびに富士電機株式会社、原子燃料工業株式会社等と連携し、2030 年代の上市を目標とする概念設計活動を進めている。高温ガス炉は 750℃以上の熱供給が可能であることから、適切な蓄熱システムを組み合わせることで再生可能エネルギーの電力需給変動に対する調整力を有したベースロード電源としての発電プラントを構成できる。国内技術として確立した高温ガス炉と蒸気発電技術に、実現性のある蓄熱システムを組合せることで、早期実用化と社会的要請に応える 600MWt 級の高温ガス炉の開発を目指している。安全性に関しては高温ガス炉固有の安全性の最大限の活用と最新知見に基づく安全性の向上を図り、以下の仕様により社会的受容性と経済性の両立を目指す。

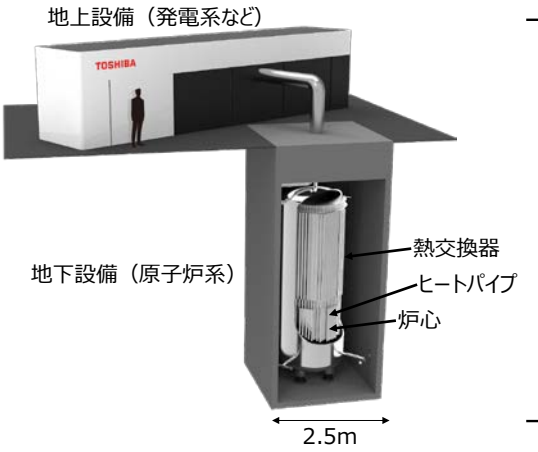
- 原子炉圧力容器と蒸気発生器の接続管を圧力容器として設計するクロスベッセル構造採用：接続管破断による減圧事故の可能性を局限
- 破断前漏えい検知概念の導入：一次バウンダリからの冷却材漏えい及び空気侵入の局限
- 自然循環による炉容器冷却設備の採用：受動的な崩壊熱除去
- 被覆燃料粒子の高い閉じ込め機能と組み合わせたコンファインメント構造：原子炉格納容器の削除

今後は 2030 年代に実現可能と考えられる商用高温ガス炉プラント及び蓄熱システムの設計条件の検討を通じて全体システム構成の設定を進めるとともに、高温ガス炉の特徴を踏まえた安全シナリオ構築や確率論的リスク評価ツールの整備を通じて、規制側による安全性評価に向けた基本方針の策定を進める予定である。

(2) 超小型炉

イノベーションを追求した原子力プラント開発の一環として、多様なエネルギー源と共存する 10MWt 級多目的超小型炉の概念構築を進めている。本プラントはヒートパイプ採用による原子炉冷却系の動的機器排除および炉心の受動的除熱の実現、中性子減速には水素化カルシウムなどの固体減速材の適用により高温で受動的炉停止が可能な固有安全性を主たる特徴としており、約 700℃の熱供給が可能な多目的かつ可搬性に優れた原子炉である。システムイメージと主要仕様を図 3 に示す。

課題となる経済性については、ヒートパイプの採用によるポンプレスな原子炉システムの実現とそれに伴う原子炉システムの簡素化・小型化を図るとともに、濃縮度 5 wt%以下のウラン燃料を用いることによる燃料コスト低減などを通じて原子炉システムの設置・運転コストの低減を目指す方針としている。今後は最新の需要や顧客要望の調査・整理とそれに基づくシステム構成、炉心・除熱および安全システム・利用可能な材料候補選定など原子炉システム自体の成立可能性、分散型原子炉特有の規制・核セキュリティ・保障措置上の課題、潜在市場の調査を進める予定である。



項目	数値
炉心熱出力	10MW
炉心寿命	10年以上
冷却手法	ナトリウムヒートパイプ冷却
減速材	水素化カルシウム（CaH_2）
燃料濃縮度	5 wt%未満
受動的崩壊熱除去	ヒートパイプおよび炉壁面からの空冷自然循環
重大事故時受動的炉停止	減速材物性（水素解離）を利用した自律停止
発電単価	再エネと競争力のある単価
可搬性	コンテナ2つ分程度，トレーラで輸送可
初期投資リスク対応	工場生産による現地工事最小化

図 3　分散型エネルギー源としての超小型原子炉システムイメージ図と主要仕様

(浅野　和仁)

4. まとめ

本稿では、SMR 開発における炉物理研究の役割と各プラントメーカーでの開発状況の報告がなされた。近年原子力開発をとりまく社会情勢は大きく変化している。一つには、福島の事故以降安全性への社会からの要求が厳しくなったことがあり、また同時に産業界には巨額の投資リスクを警戒する考えが強くなってきている。さらに、世界的に脱炭素社会への移行とそれにともなう再生可能エネルギーの利用拡大が進んでいる。また様々な分野でこれまでには考えられなかった技術革新が起こりつつある。このような状況下において、新しい技術をうまく取り込み社会からの要求に応えられるものが提示できるかどうかが SMR 実用化の鍵といえる。その際、炉心設計の自由度が解析手法の制約により制限されるようなことがあっては、SMR 開発の大きな足かせとなる。新しい技術を取り入れニーズにあった炉心設計が自由にできるようにするための解析手法の高度化が炉物理研究に求められているといえる。

(小原　徹)

参考文献

[1] 関本　博、「小型炉のポテンシャル専門家会議」、*日本原子力学会誌*、Vol. 34, No.2, pp.135-136 (1992).

[2] 小原　徹、「SR/TIT　美しい環境を守り安全な生活を保障するための小型原子炉のポテンシャルに関する国際専門家会議-会議の概要と運営の裏話」、*炉物理の研究*、第 41 号, 41 項-44 項、日本原子力学会炉物理部会、1992 年 3 月.

[3] Hiroshi Sekimoto (Editor), *Proc. of the International Specialists' Meeting on Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources, SR/TIT*, Tokyo, Japan, 23-35 October, 1991.

[4] T. DebRoy, H.L. Wei, J.S. Zuback, et al., "Additive manufacturing of metallic components – Process, structure and properties," *Progress in Materials Science*, Vol.92, pp.112-224 (2018).

*Toru Obara[1], *Kazuaki Kito[2], Yoshitaka Kimura[3], and Kazuhito Asano[4]

[1]Tokyo Institute of Technology., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd., [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [4]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

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

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 3:50 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[1J09-12] Development of Calculation Code

Chair:Kenichi Tada(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1J09] Development of SCOPE2, Core Calculation Code Based on 3-D Fine-Mesh Multi-Group Transport Calculation for PWR

(14)Validation of Calculation Model for Nuclide Compositions through Actual Core Tracking Calculation

Kento Yamamoto[1], *Yasunori Ohoka[1], Hiroaki Nagano[1] (1. NFI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1J10] BWR whole core nuclear-thermal hydraulic coupled simulation system

(5)Effects of energy group refinement on the BWR core calculation

*Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Munenari Yamamoto, Tatsuya Iwamoto[1] (1. GNF-J)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1J11] Verification of FRBurner module of CBZ code system: fast reactor core burn-up calculation based on OECD/NEA benchmark report.

*Junshuang FAN[1], Chiba Go[1] (1. Hokkaido Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1J12] Extension of the IGA-method to multi-physics calculations

*Willem van Rooijen[1] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

3 次元詳細メッシュ多群輸送計算に基づく PWR 炉心計算コード SCOPE2 の開発
（14）実機燃焼追跡による核種同位体組成計算モデルの妥当性確認

Development of SCOPE2, Core Calculation Code Based on 3-D Fine-Mesh Multi-Group Transport Calculation for PWR

(14) Validation of Calculation Model for Nuclide Compositions through Actual Core Tracking Calculation

*山本 健士[1]，大岡 靖典[1]，長野 浩明[1]

[1]原子燃料工業

PWR 炉心計算コード SCOPE2 において実機燃焼追跡により得られる燃料棒単位の核種同位体組成の計算値について，照射後試験で取得された測定値との比較を行い，良い一致を示すことを確認した。

キーワード：SCOPE2，燃料棒格子単位炉心計算，ミクロ燃焼モデル，実機燃焼追跡，照射後試験解析

1. 諸言　核設計コードで計算される核種同位体組成の妥当性確認は，照射後試験の放射化学分析により測定される核種同位体組成との比較により行われる。従来広く行われてきた照射後試験解析では，対象となる試料燃料の周辺燃料情報や運転中に経験した様々な物理状態の履歴情報について近似を行うことから，計算値の不確かさの要因として認識されている。一方，PWR炉心計算コードSCOPE2 は，3 次元詳細メッシュ多群輸送計算により得られる反応率に基づき，3 次元燃料棒単位の核種同位体組成を計算し燃焼履歴効果を取り扱う，ミクロ燃焼モデルを採用しており，実機燃焼追跡では，実運用状態に基づき 3 次元燃料棒単位の核種同位体組成を評価可能である。そこで，従来の照射後試験解析による近似を排除し，実運用状態に基づく燃焼追跡を通じて照射後試験対象燃料試料の核種同位体組成を計算し，照射後試験の測定値との比較により，SCOPE2 の核種同位体組成計算モデルの妥当性確認を行う。

2. SCOPE2 の燃焼計算モデル　SCOPE2 の燃焼計算モデルは，重核種 21 核種，核分裂生成核種 50 核種を扱う中規模燃焼チェーンについて，クリロフ部分空間法により燃焼方程式を解いている[1]。3 次元詳細メッシュ多群輸送計算により得られた各核種及び各反応の反応率に基づき，3 次元燃料棒単位の核種同位体組成を計算する。

3. 妥当性確認結果　核種同位体組成の妥当性確認には，照射後試験データベースSFCOMPOに収録されている高浜 3 号機の照射後試験データ[2]を使用した。同試験では，ウラン濃縮度 4.1wt%の 17×17 型ガドリニア入り燃料集合体 2 体より，ウラン燃料棒 2 本及びガドリニア入り燃料棒 1 本の軸方向数点が切り出された計 16 試料の核種同位体組成が取得されている。

高浜 3 号機の実運用状態に基づいて燃焼追跡を行い，試験対象燃料の各試料位置における核種同位体組成を計算した。核種同位体組成の計算値と測定値の比較の結果（一例を図 1 に示す），各試料について計算値は測定値と良い一致を示すことが確認された。

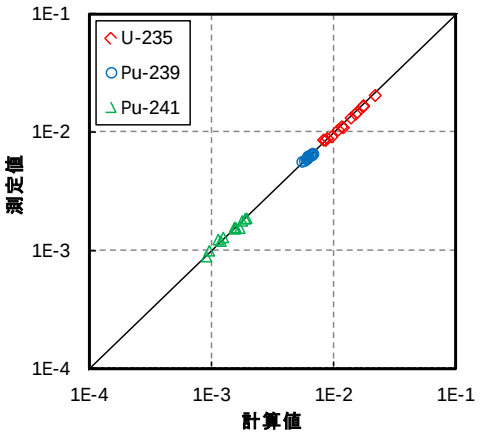


図 1　原子数密度比
(U-238 の原子数密度を 1 とした場合)

参考文献

[1] A. Yamamoto, *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **41**, 781, (2004).

[2] 中原ら, JAERI-Tech 2000-071, (2000).

*Kento Yamamoto[1], Yasunori Ohoka[1], Hiroaki Nagano[1]

[1]Nuclea Fuel Industries, Ltd.

BWR 全炉心非均質核熱結合計算システム
（5）エネルギ群詳細化の炉心計算への影響評価

BWR whole core nuclear-thermal hydraulic coupled simulation system

(5) Effects of energy group refinement on the BWR core calculation

*小野 道隆[1]，東條 匡志[1]，山本 宗也，岩本 達也[1]

[1]GNF-J

3 次元 BWR 全炉心非均質核計算コード DACHS と熱水力解析コードを結合させた BWR 非均質核熱結合計算システム PHNTM（Physics of absolute Neutronics, Thermal-hydraulics and Mechanics）[1]~[4]を開発している。DACHS のエネルギ群を詳細化し，炉心計算に及ぼす影響を評価した。

キーワード：BWR，DACHS，スペクトルミスマッチ，エネルギ群，燃料棒単位

1. 緒言　近年の BWR 炉心設計では，核的には燃料集合体内の非均質性や燃料集合体間の相互効果（スペクトルミスマッチ）が，熱水力的には燃料集合体（ノード）内のボイド率分布の偏りが，より顕著となる傾向にある。そこで，3 次元全炉心非均質核計算コード DACHS と熱水力計算コードを結合し，これらの非均質性を詳細に扱う核熱結合システム PHNTM を開発している。本研究では，DACHS のエネルギ群を詳細化し炉心計算に及ぼす影響を評価した。

2. DACHS の概要と実施内容　DACHS は，ノード毎の核定数の計算部（TGBLA）と燃料棒単位の 3 次元詳細メッシュ拡散計算部（BLOX3D）からなる。本研究では，BLOX3D 計算部のエネルギ群を最大で 20 群まで詳細化し，炉心計算への影響を評価した。検討したエネルギ群構造を表 1 に示す。

3. 解析体系　解析体系は，未燃焼の BWR 燃料集合体（1 体）と燃焼燃料集合体（3 体）を 2x2 に配列した 2 次元体系とした。径方向の境界条件は反射条件である。チャンネルボックス内のボイド率は全ての燃料集合体で同一とし 0，40，70%の場合について検討した。

4. 結果　エネルギ群 20 群のケースを参照解とし，無限増倍率の参照解との差[%dk]を図 1 に，集合体出力分布の参照解との RMS[%]を図 2 に示す。図 1 には，均質体系（UNI）の未燃焼燃料集合体（0GWd/st）と燃焼燃料集合体 40GWd/st の結果を合わせて示している。本稿ではエネルギ群 5 群について着目する。無限増倍率は，共鳴群・高速群共に群数を増やしたケース（5 群 c）が最も参照解との差が小さくなる。共鳴群のみ群数を増やしたケース（5 群 b）は，参照解との差は（5 群 c）のケースよりも大きいが，参照解との差のボイド率依存性が小さい。一方，高速群のみ群数を増やしたケース（5 群 d）は参照解との差のボイド率依存性が大きい。集合体出力分布は，高速群の群数を増やす（5 群 c, d）することで参照解との差（RMS）が 0.5%以下となるが，共鳴群の群数を増やしたケース（5 群 b）では出力分布の RMS は約 1%である。共鳴群，高速群とも詳細化しエネルギ群 7 群とすると，参照解との差は無限増倍率で 0.1%dk 以下，出力分布の RMS で 0.2%以下となる。無限増倍率には、燃焼燃料に含まれる Pu 核種の共鳴がある共鳴群の詳細度の影響が大きく、集合体出力分布に対しては水ギャップのある BWR 燃料集合体では中性子の飛程が長い高速群の詳細度が影響していると考えられる。当日は、ノード単位の疎メッシュ解析手法の結果に関する検討結果（不連続因子の影響など）も合わせて報告する。

表1 エネルギ群構造

–	5群b	5群c	5群d	7群	20群
高速群	1	1	1	1	1
					…
					5
		2	2	2	6
					…
					10
			3	3	11
					12
共鳴群	2	3	4	4	13
					…
					16
	3	4		5	17
					18
	4			6	19
熱群	5	5	5	7	20

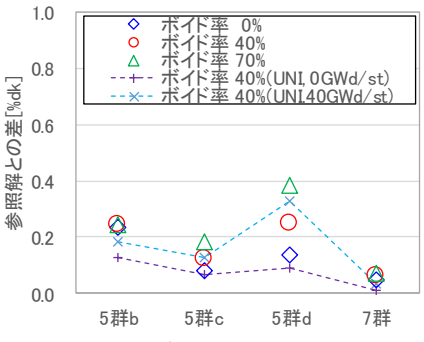


図1 無限増倍率の参照解との差

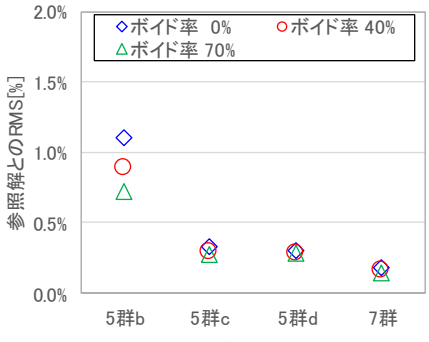


図2 集合体出力分布の参照解とのRMS

参考文献 [1] 日本原子力学会 2011 年秋の大会 N08，[2] 日本原子力学会 2011 年秋の大会 N09，[3] 日本原子力学会 2012 年春の年会 E27，[4] 日本原子力学会 2012 年秋の大会 Q05

* Michitaka Ono[1], Masayuki Tojo[1], Munenari Yamamoto and Tatsuya Iwamoto[1]

[1]GNF-J

Verification of FRBurner module of CBZ code system: Fast reactor core burn-up calculation based on OECD/NEA benchmark report

*Junshuang FAN[1], Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

New module of reactor physics code system CBZ for fast reactor burn-up calculation which is designed for our future work demand. We verify the accuracy of this new module and show 2 kinds of correction effect, such as heterogeneous assembly model effect and transport theory effect.

Keywords: Verification, fast reactor, burn-up, sodium void worth, Doppler coefficient, correction effect.

1. Introduction

CBZ is a general-purpose reactor physics code system and FRBurner module is designed for fast reactor burn-up calculation. We are going to verify its accuracy so that we can make sure our tool could give reasonable result for various types of fast reactor core. We choose one OECD/NEA benchmark work [1] as our reference because it provides 4 cores with 3 kinds of fuel and 2 kind of sizes. They are MET-1000, MOX-1000, MOX-3600 and CAR-3600. Number represents the size of core. English abbreviation indicates the fuel type of each core. Many institutes give various result about these 4 cores.

2. Methodologies and Result

Effective neutron multiplication factor k_{eff}, effective delayed neutron fraction β_{eff}, sodium void worth $\Delta\rho_{void}$ and Doppler coefficient $\Delta\rho_{Doppler}$ for 4 cores are compared with reference under heterogeneous lattice model with transport theory(this methodology is the most rigorous one of FRBurner module). Figure 1 shows bias for each core of these 4 terms. Maximum value of bias for k_{eff}, β_{eff}, $\Delta\rho_{void}$, $\Delta\rho_{void}$ are 0.81%, 4%, 9% and 9% respectively.

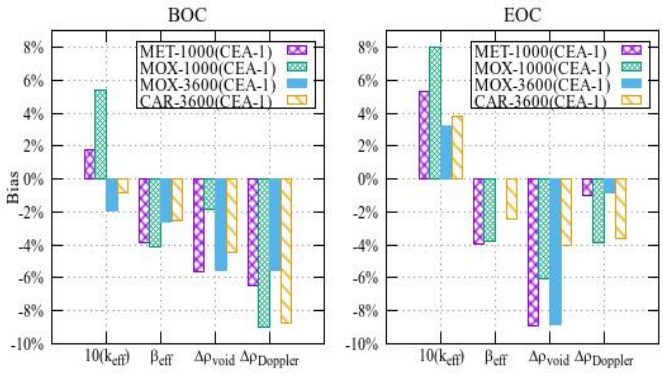


Fig. 1. Bias comparison

As for correction, we separate sodium void worth into non-leakage component and leakage component, furthermore, we decompose non-leakage part into yield, absorption and scattering components. Heterogeneous lattice model leads to large impact on k_{eff}, non-leakage component of sodium void reactivity and Doppler coefficient. Maximum value of difference for k_{eff}, non-leakage $\Delta\rho_{void}$, leakage $\Delta\rho_{void}$ and $\Delta\rho_{Doppler}$ are 0.69%, 9%, 2% and 10% respectively. Transport theory leads to unneglectable impact on keff and leakage component of $\Delta\rho_{void}$, especially for MET-1000. Maximum value of difference for k_{eff}, non-leakage $\Delta\rho_{void}$, leakage $\Delta\rho_{void}$ and $\Delta\rho_{Doppler}$ are 0.54%, 0.2%, 2% and 0.7% respectively. Besides, effects of methodologies on β_{eff} are not shown at here due to they are negligible.

3. Conclusion

Firstly, we confirm that FRBurner module fits our needs, and it gives reasonable result towards various types core. Secondly, correction effects indicate we should preform heterogeneous lattice model and transport theory calculation. Especially for heterogeneous lattice model.

Reference

[1] Bernnat, Wolfgang, et al.(2016). Benchmark for Neutronic Analysis of Sodium cooled Fast Reactor Cores with Various Fuel Types and Core Sizes(Report Number: NEA/NSC/R(2015)9).

Extension of the IGA-method to multi-physics calculations

*Van Rooijen, Willem[1]
[1]Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

Abstract The Iso-Geometric Analysis (IGA) method allows to solve differential equations on arbitrary geometrical domains. In the current work, the IGA method is used to solve both the neutron diffusion equation and the equation of heat conduction simultaneously. This is a first approach to multi-physics calculations with the IGA method.

Keywords: IGA method, neutron diffusion theory, heat conduction, Finite Element Method, sparse matrices

1. Introduction In recent years the application of Iso-Geometric Analysis (IGA method) to numerical analysis in nuclear reactor physics is being investigated. Applications to 2D and 3D SN transport calculations have been demonstrated [1]. Current efforts are focused on self-shielding calculations (also presented at this meeting) [2], neutron diffusion theory [3] and extension to heat conduction, discussed in this manuscript.

2. Theory The neutron diffusion equation and the equation of heat conduction are:

$$-\nabla \cdot D\nabla\phi(\vec{r},E) + \Sigma_t(\vec{r},E) = Q(\vec{r},E) \qquad \text{Neutron diffusion} \qquad (1)$$

$$-\nabla \cdot \lambda\nabla T(\vec{r}) = S\left(\Sigma_f\phi(\vec{r},E)\right) \qquad \text{Heat conduction} \qquad (2)$$

With D the neutron diffusion coefficient, $\Sigma_t(\vec{r},E)$ the total cross section, $Q(\vec{r},E)$ the neutron source (this term includes sources due to scatter, fission and external sources, if present), λ the heat conduction coefficient, T the temperature and $S\left(\Sigma_f\phi(\vec{r},E)\right)$ the source of heat, which depends on the local fission rate. Eqs. (1) and (2) are very similar in structure. These two equations were selected for implementation as a first attempt for multi-physics calculations.

2-1. Dirichlet boundary conditions In the IGA method, the solution is expanded into basis functions, i.e. $\phi(\vec{r}) = \sum_{i=1}^{I}\alpha_i B_i(\vec{r})$. If there are Dirichlet boundary conditions on (a part of) the boundary, the value of the flux is already known, i.e. $\phi(\vec{r}) = g(\vec{r}), \vec{r} \in \partial\Gamma_D$ and thus the corresponding part of the solution must be eliminated from the expansion in basis functions. Since the solution is calculated as a matrix-vector problem, i.e. $\boldsymbol{A}\vec{\alpha} = \vec{f} \rightarrow \vec{\alpha} = \mathbf{A}^{-1}\vec{f}$, it is possible to use a permutation of the matrix $\boldsymbol{A}$ to take into account the fact that certain coefficients α_i are already known.

2-2. Results In **Fig. 1** a result is shown for of neutron diffusion on a 4-patch domain with a constant source in one patch, and the corresponding solution of the temperature profile, assuming only thermal conduction takes place.

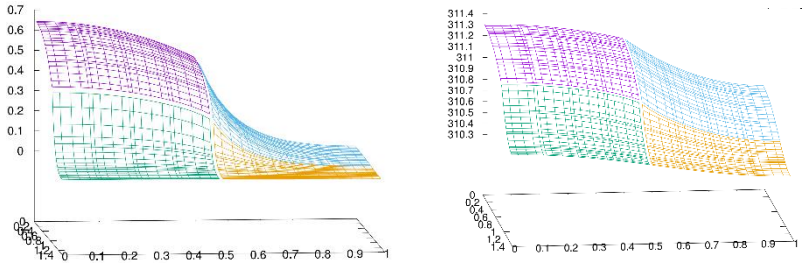


Fig. 1: neutron diffusion and temperature profile.

3. Conclusion We have successfully adapted the IGA method for the solution of multi-group neutron diffusion calculations. The diffusion solver has been used to solve the heat conduction equation successfully. Current work focuses on the connection between neutron transport calculations and heat conduction calculations.

References

[1] W.F.G. van Rooijen and R. Horita, “Three dimensional SN neutron transport calculations with iso-geometric analysis (IGA)”, Proc. Int. Conf. PHYTRA4, September 17 – 19 2018, Marrakech, Morocco (2018)

[2] M. Nezondet and W.F.G. van Rooijen, “Self-shielding calculations based on the IGA method”, AESJ meeting Sept. 2019

[3] W.F.G. van Rooijen and R. Horita, “Neutron diffusion theory with the IGA method”, AESJ meeting March 2019

[4] Y. Saad, “SPARSKIT: a basic tool for sparse matrix computations”, https://www-users.cs.umn.edu/~saad/software/SPARSKIT/

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

Wed. Sep 11, 2019 3:50 PM - 4:40 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 6:50 AM - 7:40 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[1J13-15] PIE Analysis

Chair:Kunihiro Nakajima(Kindai Univ.)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1J13] Analysis of Isotopic Composition by Post-Irradiation Examination of PWR Lead Use Assembly

*Shunsuke Sato[1], Motomu Suzuki[1], Yasushi Nauchi[1] (1. CRIEPI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1J14] Analysis of post irradiation examination data by CASMO5 and MVP-BURN

*Daiki Iwahashi[1], Tomohiro Sakai[1], Toru Yamamoto[1] (1. NRA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1J15] Study on validation of new fission yield by analysis of post-irradiation examination

*Atsuya Iso[1], Takanori Kitada[1], Satoshi Takeda[1] (1. Osaka Univ.)

4:35 PM - 4:40 PM JST | 7:35 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

PWR 先行照射燃料の核種組成に関する照射後試験データの解析

Analysis of Isotopic Composition by Post-Irradiation Examination of PWR Lead Use Assembly

*佐藤 駿介[1]，鈴木 求[1]，名内 泰志[1]
[1]電中研

集合体平均燃焼度が約 53GWd/t の 17×17 型 PWR 先行照射燃料から取得された 3 試料に対して、MVP-BURN を用いて核種組成を計算し、照射後試験データと比較するとともに、感度解析を実施した。

キーワード：先行照射燃料，照射後試験，燃焼計算，核種組成，MVP-BURN

1. 緒言

大飯原子力発電所 4 号機で先行照射された 17×17 型 PWR 燃料集合体(約 53GWd/t)から取得された 3 試料(F5-1, F2-2, F2-3)に関して、JAEA による核種組成の測定値と SWAT4.0 による解析結果が公開されている[1]。当所では燃焼計算において継続的に MVP-BURN を用いており、本検討では、この 3 試料に対して照射後試験データの解析を実施することで、核種組成計算値のバイアス量を把握することとした。

2. 解析条件

2 次元単一集合体体系にて､燃料棒平均の出力履歴を Nd-148 法により得られた試料燃焼度となるよう補正し、試料ごとに燃焼計算を実施した。燃料棒の燃焼領域は、径方向のみ等面積でウラン燃料棒は 5 領域、ガドリニア添加ウラン燃料棒は 10 領域に分割した。減速材密度の設定においては、集合体鉛直方向出力分布が余弦関数形状であり、かつ、燃料有効部下端からの累積出力形状と減速材密度分布形状が同じであると仮定し、試料高さにおける減速材密度を決定した。断面積ライブラリには MVPlib_nJ40, 燃焼チェーンには ChainJ40 の開発者用チェーンを使用し、総ヒストリ数は約 3.1×10^7 とした。

3. 解析結果

U, Pu, Nd 同位体に関する計算値(C)と測定値(E)の比(C/E)を図 1 に示す。本解析においても、SWAT4.0 による JAEA の解析結果と同等の解析結果が得られた。^{235}U は計算値が 7~12%程度の過大評価となった。この ^{235}U の過大評価傾向は、減速材密度や試料燃焼度などに関する感度解析により、減速材密度に対する感度が大きいことや、F5-1 試料に関しては Nd-148 法による燃焼度誤差(約 3%)の範囲内であることがわかった。

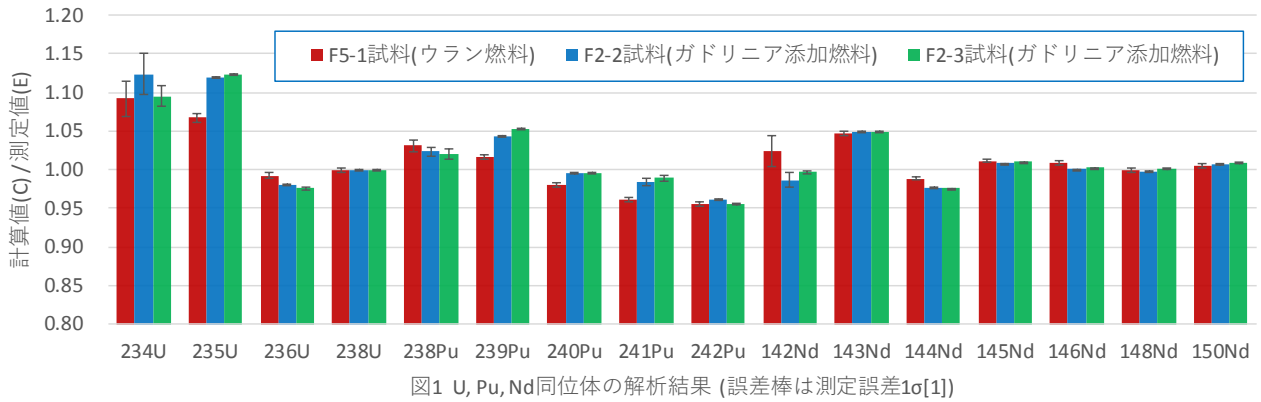


図1 U, Pu, Nd同位体の解析結果 (誤差棒は測定誤差1σ[1])

参考文献

[1] 平成 28 年度原子力規制庁委託成果報告書「東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備」

*Shunsuke Sato[1], Motomu Suzuki[1] and Yasushi Nauchi[1]
[1]CRIEPI

CASMO5 及び MVP-BURN コードを用いた照射燃料試験解析

Analysis of post irradiation examination data by CASMO5 and MVP-BURN

*岩橋　大希、酒井　友宏、山本　徹
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

SFCOMPO2.0 に収録されているウラン及び MOX 燃料を含む軽水炉燃料集合体の試験データを対象に集合体燃焼計算コード CASMO5 及び連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP-BURN を利用して燃焼追跡計算を行い、燃焼後の核種組成について得られた解析データを測定データと比較・整理したので報告する。

キーワード：CASMO5 、MVP-BURN、SFCOMPO2、燃焼計算、JENDL-4.0

1. 緒言

本研究では、燃焼計算における核種組成の不確かさを定量化することを目的とし、実機燃料を対象とした照射後試験（PIE）で得られた核種組成の測定データと集合体燃焼計算コード CASMO5 及び連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP-BURN を用いて計算された核種組成との比較を行った。

2. 解析対象及び解析条件

SFCOMPO2.0 [1]に収録されている、国内外の軽水炉用ウラン及び MOX 燃料集合体の中の 131 サンプルを対象として、燃焼期間中のボロン濃度、ボイド率、出力等の履歴を考慮した燃焼計算を行った。解析体系は集合体無限配列体系とし、解析対象であるサンプルの燃焼度に達するまで燃焼計算を行った。CASMO5 を用いた計算ではライブラリに JNEDL-4.0 を用い、デフォルトである共鳴上方散乱を考慮したモデルとした。MVP-BURN ではライブラリは JENDL-4.0 を用い、デフォルトである共鳴上方散乱を考慮しないモデルとした。また、MVP-BURN による計算では、計算時間と計算精度の兼ね合いから、実効増倍率の計算誤差が 0.05%以下となるように総ヒストリー数は 100 万に設定した。表 1 に本研究で解析対象とした炉心を示す。

表 1. 解析対象とした炉心

対象炉心	サンプル数
福島第二1号	13
福島第二2号	44
Dodewaard-1	5
Forsmark-3	2
Beznau-1	6
Gosgen-1	9
H.B.Robinson-2	7
大飯2号	5
高浜3号	16
TMI-1	24

3. 解析結果

核種組成測定値と計算値の比較結果から、代表的な核種として Pu-239 の測定値と計算値の差 (C/E-1) を図 1 に示す。CASMO5 及び MVP-BURN のどちらを用いた場合でも、C/E-1 に有意な差は見られなかった。また、約 7 割のサンプルで C/E-1 が±10%以内に収まっていることが分かった。しかしながら、一部のサンプルで C/E-1 が±30～40%ほどと大きな値を示している。このようなサンプルには測定箇所が燃料棒上端部付近の物が含まれている。さらに、Pu-239 の C/E-1 が大きな値を示したサンプルについては、Nd-148 測定値に着目した。Nd-148 は燃焼度指標核種で有り、燃焼度と Nd-148 測定値は一定の比となる。しかしながら、上記の Pu-239 の C/E-1 が大きな値を示したいくつかのサンプルでは燃焼度と Nd-148 測定値の比が他のサンプルと異なる値を示した。また、上記の C/E-1 が大きな値を示しているサンプルの中で、高浜のサンプルは既報 [2]において解析対象としなかったサンプルである。次に感度解析として各炉心から 1 サンプルを選び、CASMO5 で共鳴上方散乱を考慮しない解析、MVP-BURN で共鳴上方散乱を考慮する解析を行った。Pu-239 の C-E/1 に与える共鳴上方散乱の効果は、CASMO5 で 0.72%、MVP-BURN で 0.86%とほぼ一致した。

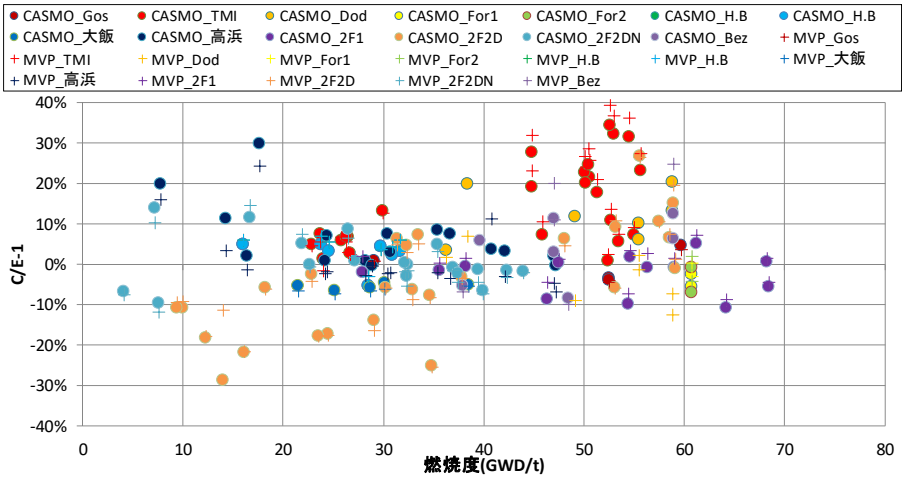


図 1. 各サンプルにおける Pu-239 の計算値(C)と測定値(E)の比較

4. 結言

本研究では燃焼計算における核種組成の不確かさを定量化するために、PIE で得られた核種組成の測定値と計算値の比較を行った。その結果、燃焼度指標となるような核種や、その他の重核種、FP 核種における測定値と計算値の差のばらつきを把握することができた。

参考文献

1) https://www.oecd-nea.org/sfcompo/ 2) T. Yamamoto et al., “Analysis ofmeasured isotopic compositions by CASMO5 coupled with a JENDL-4.0 base library for irradiated fuel of light water reactors” J. Nucl. Sci. Technol., 2017 Jan; 54:3,391-403

* Daiki Iwahashi, Tomohiro Sakai and Toshihisa Yamamoto
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

照射後試験解析による新たに評価された核分裂収率の妥当性についての検討

Study on Validation of new Fission Yield by Analysis of Post-Irradiation Examination

*磯　敦也[1]，竹田　敏[1]，北田　孝典[1]

[1]大阪大学

核分裂収率データの高度化を図り、東京工業大学の千葉氏らは新たに核分裂収率を評価した。この核分裂収率は、次の JENDL への採用が検討されているが、その前に作成された核分裂収率に対して妥当性を確認する必要がある。そこで本研究では、東京工業大学が評価した核分裂収率を用いて照射後試験解析を行い、妥当性確認を行った。

キーワード：核分裂収率, 照射後試験解析

1. 緒言

核分裂収率は、燃焼後における核分裂生成物の生成量評価を実施する上で重要な物理量であり、妥当性のある核分裂収率データが求められる。日本で整備されている核分裂収率は、アメリカの評価済み核データファイル（ENDF/B）をほぼそのまま採用しているが、近年、日本においても様々な理論において評価されている。東京工業大学の千葉氏らは、核分裂収率データの高度化を図り、新たに評価した。この核分裂収率は、次の JENDL への採用が検討されており、その前に作成された核分裂収率に対して妥当性を確認する必要がある。本研究では、東京工業大学が評価した核分裂収率を用いて照射後試験解析を行い、妥当性確認を行った。

2. 解析条件・方法

JENDL の核分裂収率データ FPY-2011 の最新版と東京工業大学が評価した核分裂収率を用いて、統合化燃焼計算コードシステム SWAT4.0 による Beznau1 号炉(スイスの PWR)の照射後試験サンプルを模擬する燃焼計算を行い、C/E 値の比較を行った。

3. 結果・考察

Beznau1 号炉について照射後試験解析を行った核分裂生成物の結果を図 1 に示す。図 1 より、全体的に FPY-2011 とほぼ同等の結果が得られた。Sm151、Sm152、Eu151 については 10%ほどの C/E 値の改善が見られた。核分裂性核種ごとに核分裂収率を FPY-2011 から東京工業大学の核分裂収率に変更した際の、Sm151、Sm152、Eu151 生成量の相対差を図 2 に示す。その結果、3 核種ともに Pu241 の核分裂収率を変更した場合に相対差が大きいことがわかった。

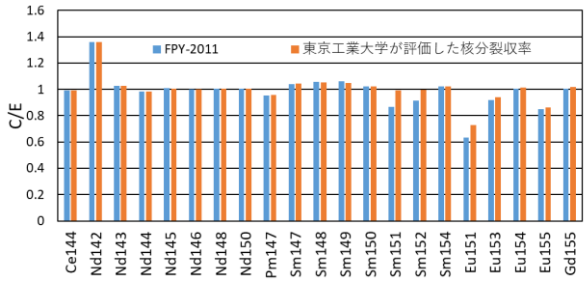


図 1　照射後試験解析

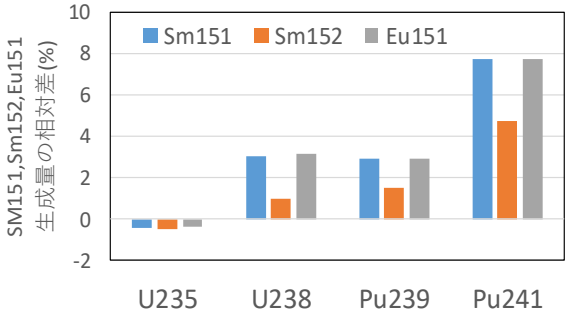


図 2　Sm151, Sm152, Eu151 の生成量の相対差

3. 結論

東京工業大学の核分裂収率を用いて照射後試験解析を行ったところ、FPY-2011 の結果と比較して Sm151、Sm152、Eu151 について約 10%以上の C/E 値の改善が見られた。その 3 核種の C/E 値の改善には、主に Pu241 の核分裂収率の変更が影響していると考えられる。

*Atsuya Iso[1], Satoshi Takeda[1] and Takanori Kitada[1]

[1]Osaka Univ.

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

Wed. Sep 11, 2019 4:40 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 7:40 AM - 9:00 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[1J16-20] Uncertainty Analysis

Chair:Tadafumi Sano(Kindai Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1J16] Uncertainty quantification of nuclides number densities after fuel depletion based on efficient random sampling method using sensitivity

*Go Chiba[1] (1. Hokkaido University)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1J17] Uncertainty Analysis on Depletion Calculation Using CASMO5
(1)Calculation Results on Pin-Cell Geometry

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1] (1. NRA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1J18] Impact of the methods of generating fission yield covariance matrix on the uncertainty quantification of FP nuclides number density

*Keisuke Honta[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1J19] Random Sampling-Based Uncertainty Quantification using a Continuous Energy Monte Carlo Method for a Thermal Neutron System

*Hiroya Oike[1], Ryoichi Kondo[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1J20] Bias factor method based on weighted difference

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1], Hiroki Koike[2], Daisuke Sato[2], Toshikazu Takeda[3] (1. Osaka University, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. University of Fukui)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

感度係数を利用した効率的なランダムサンプリング法に基づく核燃料燃焼後組成の不確かさ評価

Uncertainty quantification of nuclides number densities after fuel depletion based on efficient random sampling method using sensitivity

*千葉 豪[1]
[1]北海道大学

制御変量法と感度係数を利用したランダムサンプリング法により、核燃料燃焼後組成の不確かさ評価を効率的に行えることを示した。

キーワード：ランダムサンプリング法，制御変量法，感度係数

1. 背景　ランダムサンプリング法（RS 法）を用いた確率パラメータの統計量推定における分散低減のため制御変量法（CV 法）の適用が提案されている[1]。CV 法では、着目する確率パラメータに対して、統計量が既知である類似のパラメータを考え、その情報を適切に利用することで着目パラメータの統計量を効率的に推定する。これまでに、CV 法における類似パラメータとして入力パラメータに対して線形に振る舞う仮想的なパラメータを考えることを提案し、その有効性を簡易モデルで示した[2]。本研究では、この方法を核燃料の燃焼後組成の不確かさ評価に適用する。

2. 制御変量法による着目パラメータの分散の効率的な推定方法　着目パラメータをX、統計量が既知である類似パラメータをYとしたとき、$H = X - \alpha Y$なる確率パラメータを考える。このとき、Xの期待値$\mathrm{E}[X]$は$\mathrm{E}[X] = \mathrm{E}[H] + \alpha \mathrm{E}[Y]$により$H$のサンプリング結果より推定することが出来るが、$\mathrm{E}[H]$の分散が最小化されるように定数$\alpha$を選ぶことにより、少ない標本数で精度の良い$\mathrm{E}[X]$の推定が可能となる。また、$X$の分散$\mathrm{V}[X]$についても、$\mathrm{V}[X] = \mathrm{E}[X^2] - (\mathrm{E}[X])^2$として確率パラメータの期待値の形で記述できることから同様の考え方を導入できる。

3. 計算結果　U-235 濃縮度が 4.1wt%の UO2 燃料からなる PWR 燃料のピンセルモデルに対して 45GWD/t 燃焼時点の核種数密度の標準偏差に着目した。核燃料の燃焼計算の入力情報の不確かさとして、崩壊定数、核分裂収率、崩壊分岐比、アクチニド核種の中性子反応断面積の不確かさを考慮した。通常の RS 法に加え、入力データに対して線形に振舞うと仮定した核種数密度を類似パラメータとした CV 法による計算を行った。この類似パラメータについての統計量やサンプリングされた入力データに対応する標本は、核種数密度の入力データに対する感度を用いることで容易に計算出来る。なお、この感度は核燃料の燃焼問題のための一般化摂動論を用いて得た。以上の方法で計算した Eu-151 数密度の標準偏差の推定結果を図 1 に示す。CV 法を用いることによって同一の標本数でより高い精度での推定が可能となることが分かる。なお、本研究は二平舜介氏（現原子力規制庁）が修士課程在籍時に行ったものである。

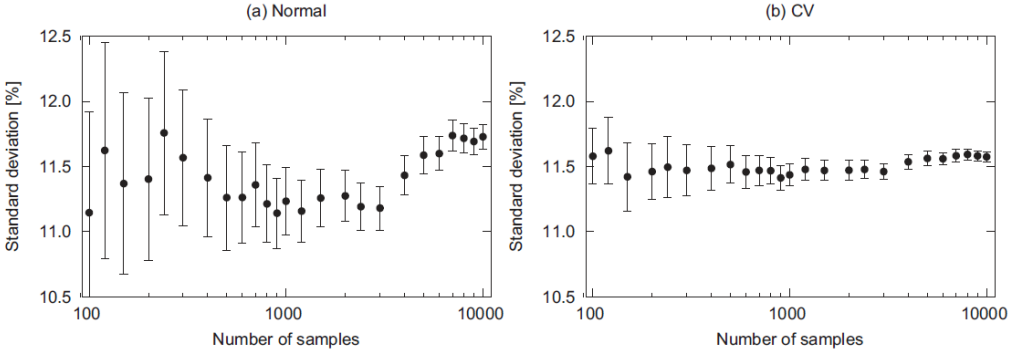


図 1、燃焼後核燃料中の Eu-151 数密度の標準偏差推定結果

参考文献　[1] 柴、他、2018 年春の年会、1F17. [2] 二平、千葉、2018 年秋の大会、1M03.

*Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

CASMO5 を用いた燃焼計算における不確かさ評価
(1) 燃料棒格子体系における評価結果

Uncertainty Analysis on Depletion Calculation Using CASMO5
(1) Calculation Results in Pin-Cell Geometry

*藤田 達也[1]，酒井 友宏[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水炉体系における燃焼計算の不確かさ評価を実施するための基礎検討の一部として、CASMO5 を用いた核分裂収率の不確かさを考慮した燃焼計算を実施した。本稿では、燃料棒格子体系における核種組成等の不確かさの評価結果について報告する。

キーワード：CASMO5，燃焼計算，不確かさ評価，核分裂収率，ランダムサンプリング法

1. 序論 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して不確かさを考慮した最適評価を志向する国際的動向を踏まえ、評価済核データライブラリで整備された共分散データに基づき、炉心核特性解析コード CASMO5/SIMULATE-5 を用いた不確かさ評価に取り組んでいる。核反応断面積の共分散データに基づく不確かさ評価[1,2]に引き続き、燃焼計算における不確かさ評価のため、核分裂収率の不確かさの取扱いに係る検討を進めている。本稿では、その一部として実施した、CASMO5 を用いた燃料棒格子体系における核種組成等の不確かさの評価結果について報告する。

2. 解析条件 CASMO5 を用いた核分裂収率の不確かさの取扱いの検証を目的として、国内外の多くの機関で利用されている SCALE6.2.3/Sampler で整備されている重核種：^{235}U、^{238}U、^{239}Pu 及び ^{241}Pu の核分裂収率の摂動量を直接利用した上で、SCALE6.2.3/Sampler との比較を行った。燃料棒格子体系における燃焼計算を 1000 回繰り返し、得られた結果を統計処理することで、対象とする核種組成等の不確かさを評価し、SCALE6.2.3/Sampler の解析結果と比較した。

3. 解析結果 解析結果の一例として、図 1 の UO_2 燃料棒格子体系[3]における CASMO5 及び SCALE6.2.3/Sampler の解析結果（^{149}Sm 及び ^{155}Gd の相対標準偏差）を、図 2 に示す。なお、これらの解析結果は核分裂収率の不確かさのみを考慮して得られたものである。図 2 から、核分裂収率の摂動量を同じとしたときに、CASMO5 と SCALE6.2.3/Sampler の解析結果が同等となることを確認した。

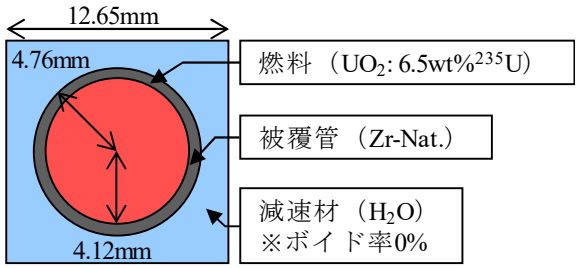


図1 UO_2燃料棒格子体系

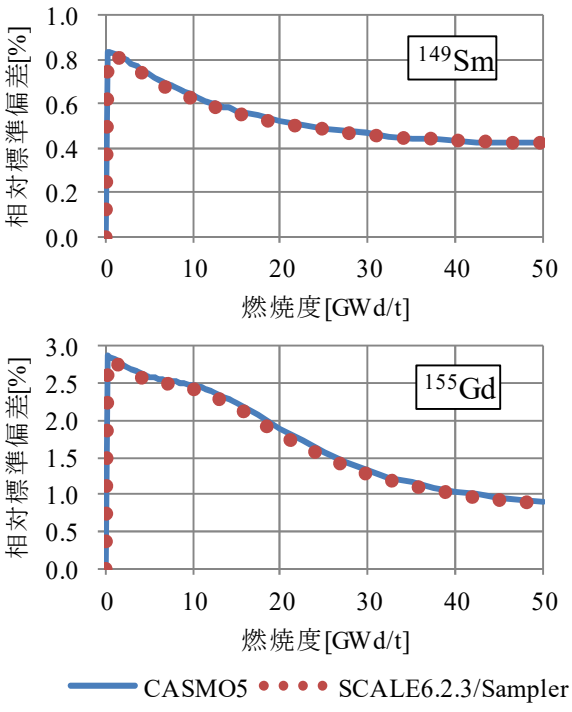


図2 燃料領域平均の原子数密度の相対標準偏差

3. 結論 CASMO5 を用いた核分裂収率の不確かさを考慮した燃焼計算を実施した。燃料棒格子体系において核種組成等の不確かさを評価し、SCALE6.2.3/Sampler の結果と比較した。今後は、核分裂収率の共分散データの整備、燃料集合体体系における不確かさ評価等を実施する予定である。

参考文献 [1] 藤田他, 2017 年春の年会, 2F14. [2] 藤田他, 2018 年春の年会, 2F02. [3] A. Yamamoto et al., *J. Nucl. Sci. Eng.*, 39[8], pp.900-912, (2002).

*Tatsuya Fujita[1] and Tomohiro Sakai[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

核分裂収率の共分散行列作成方法が核種生成量の不確かさ評価に与える影響

Impact of the methods of generating fission yield covariance matrix
on the uncertainty quantification of FP nuclides number density

*本多 京介[1]，千葉 豪[1]
[1]北海道大学

本研究室において開発している CBZ コードシステムの計算では同一の質量チェーンに属する核分裂生成核種の核分裂収率の共分散については近似的に考慮する方法を用いてきた。本検討では、新しい核分裂収率の共分散行列の評価方法を導入し、従来の手法を用いた結果と比較を行う。

キーワード：核分裂収率、核分裂生成物、不確かさ評価

1. 緒言　近年、核分裂収率の共分散行列の新しい評価方法が提案されている。このような動向を踏まえ、新しい評価方法を導入し、従来の手法[1]を用いた結果と比較を行う。本検討で対象とした手法は L.Fiorito らによる GLS に基づく手法[2]である。この手法では、独立収率の和や累積収率に関する情報等から、より確からしい評価が可能であると考えられる。

2. 検討結果　本検討では、ウラン濃縮度 4.1wt%の UO_2 燃料を対象とし、燃焼度を 45GWd/t と設定する。計算手順としては、共分散行列の作成、燃焼感度の計算を行い、それら共分散と感度を用いた不確かさ計算を行う。図 1 に評価方法による燃焼後核種生成量不確かさの差異を示す。なお、基準を従来の手法とした。U-235 の核分裂のみの核分裂収率の不確かさを考慮した場合と、23 核種の核分裂の不確かさを考慮した場合の 2 つのケースを示す。図 1 から FP 核種によって不確かさの増減があることが分かる。増加する際は、減少する際に比べてその増加量が目立つ。特に Ce-144 において、全核分裂性核種に対して導入した際は、不確かさが 3.5%程度増加した。表 1 に Ce-144 の生成量に対して感度を有する核種の U-235 独立核分裂収率の相関係数行列を示す。対象とした全 3 核種間で負の相関が弱くなっており、特に La-144 と Ba-144 間で大幅に負の相関が弱くなることが確認できる。この結果から、GLS に基づく方法における不確かさ増加要因が確認されたと考えられる。

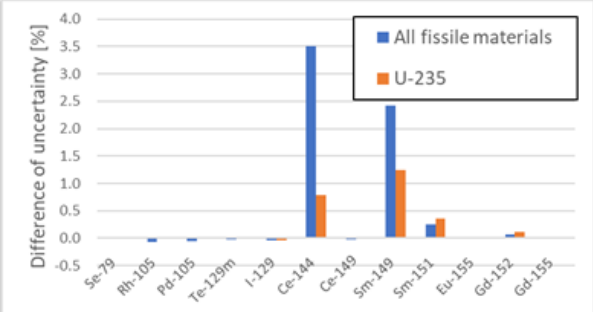


図 1：評価方法による不確かさの差異

表 1：評価方法ごとの相関係数行列

(a) Conventional method

	Cs-144	Ba-144	La-144
Cs-144	1.000	-0.281	-0.103
Ba-144	-0.281	1.000	-0.805
La-144	-0.103	-0.805	1.000

(b) GLS method

	Cs-144	Ba-144	La-144
Cs-144	1.000	-0.073	-0.037
Ba-144	-0.073	1.000	-0.199
La-144	-0.037	-0.199	1.000

3. 結論　新規の独立核分裂収率の共分散行列作成手法を導入した。燃焼計算の結果を従来の方法と比較すると、FP 核種の核種生成量不確かさは核種によって増減が見られたが、概ね増加する傾向が得られた。特に、増加する場合、核種によっては 10%以上の増加を確認した。その要因として、負の相関が弱化していることが挙げられる。

参考文献　[1] Katakura J., “JENDL FP decay data file 2011 and fission yields data file 2011,” JAEA-Data/Code 2011-025, Japan Atomic Energy Agency (2011).　[2] Fiorito, L., et al. "Generation of fission yield covariances to correct discrepancies in the nuclear data libraries." *Annals of Nuclear Energy* 88 (2016): 12-23.

謝辞　本研究は原子力規制庁の委託事業の成果である。

*Keisuke Honta and Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

熱中性子体系に対する MCNP を用いたランダムサンプリングによる不確かさ評価

Random Sampling-Based Uncertainty Quantification using a Continuous Energy Monte Carlo Method for a Thermal Neutron System

*大池　宏弥[1]，近藤　諒一[1]，遠藤　知弘[1]、山本　章夫[1]
[1]名古屋大学

より正確度の高い確率論的手法による不確かさ評価に向けて、FRENDY モジュールを用いた ACE 形式断面積のランダムサンプリングコードが開発された。本研究では、この摂動機能を用い、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP を用いたランダムサンプリング法を、軽核種を含む熱中性子体系に適用した。

キーワード：不確かさ評価，ランダムサンプリング，評価済み核データライブラリ，MCNP，熱中性子体系

1. 緒言：炉心解析で得られる核特性の不確かさ要因の一つに、断面積がある。断面積に起因する核特性の不確かさを評価する手法として、ランダムサンプリング(RS)法が検討されてきた。先行研究では、RS 法を確率論的手法の核特性計算コードに適用するため、核データ処理コード FRENDY のモジュールを用いた ACE 形式断面積の摂動機能が開発され、その妥当性が検証された[1]。しかし、検証体系は重核種のみの単純な臨界体系であり、軽水炉などで重要となる軽核種は含まれていない。そこで、本研究では軽核種を含んだ体系に対する摂動機能の妥当性の確認、および確率論手法による熱中性子体系に対する不確かさ評価を実施した。

2. 検証計算：不確かさ評価を実施した体系は、軽核種 ^{1}H, ^{16}O 等を含む、高濃縮フッ化ウラニル溶液の球形炉心 HEU-SOL-THERM012(ICSBEP)である。SCALE6.2.3 付属の 56 群核データ共分散を用いて断面積摂動因子を作成し、開発された摂動機能により摂動後 ACE ファイルを取得した。不確かさ評価は、計算体系に含まれる核種の摂動、及び ^{1}H, ^{16}O, ^{235}U のみの摂動を考慮した 4 ケースで実施した。核データライブラリは ENDF/B-VII.1、核特性計算コードは MCNP6.2 を用い、RS のサンプル数は 100 とした。

3. 結果・考察：表 1 に、本手法による RS 法による相対標準偏差の結果と、一次摂動論に基づく決定論的手法 (TSUNAMI-1D)による結果、RS の結果の 95 %信頼区間を示す。表 1 より、本手法による不確かさ評価の結果は概ね妥当であると判断できる。しかし、^{235}U の RS による不確かさは決定論的手法と比較すると信頼区間の範囲内ではあるが、過小評価する傾向となった。これは図 1 のように、k_{eff}に感度をもつエネルギー領域(~10^{7} eV)の断面積と負方向に摂動しやすい領域(~10^{3} eV)の断面積に相関がある状況で、負の摂動因子を全て棄却したことに問題があると考えられる。今後は、このような状況にも適用できる摂動因子のランダムサンプリング方法を検討することが望まれる。

表 1 不確かさ(相対標準偏差)$\Delta k/k$[%]の比較

	TSUNAMI-1D	RS	95%信頼区間
^{1}H	0.44	0.44	0.371-0.496
^{16}O	0.10	0.10	0.090-0.116
^{235}U	0.67	0.60	0.511-0.693
全核種	0.81	0.81	0.698-0.919

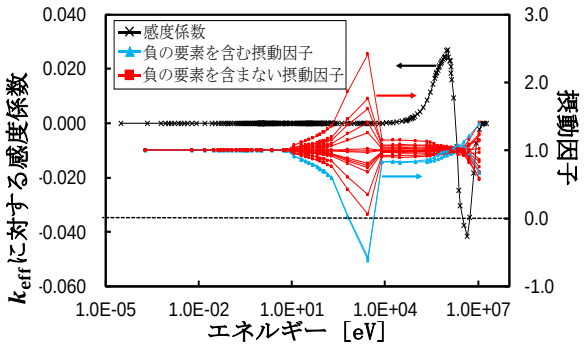


図 1 ^{235}U の核分裂スペクトルに対する感度係数と摂動因子

参考文献

[1] R. Kondo, T. Endo, A. Yamamoto, "Implementation of Random Sampling for Ace-Format Cross Sections using FRENDY and Application to Uncertainty Reduction," Proc. M&C 2019, Portland, OR, Aug. 25-29, 2019 (2019).

*Hiroya OIKE[1], Ryoichi KONDO[1], Tomohiro ENDO[1], Akio YAMAMOTO[1]
[1]Nagoya Univ.

重み付き差分に基づくバイアス因子法

Bias factor method based on weighted difference

*竹田 敏[1]，北田 孝典[1]，小池 啓基[2]，左藤 大介[2]，竹田 敏一[3]
[1]大阪大学，[2]三菱重工，[3]福井大学

実験値と計算値の相対差に重み係数を乗じてターゲット炉心のバイアス因子を求める手法を検討した。

キーワード：バイアス因子法

1. 基本的な考え方

核特性の計算値をR^c、核特性の実験値をR^eとすると、バイアス因子fはR^e/R^cで求まる。ここで、真値をR^t、感度係数をS、手法誤差をΔM、実験誤差をΔEとすると、実験iに対してバイアス因子fは式(1)のとおり表現できる。

$$f_i = \frac{R_i^e}{R_i^c} = \frac{R_i^t(1+\Delta E_i)}{R_i^t(1+S_i\ \Delta\sigma+\Delta M_i)} \fallingdotseq 1+\Delta E_i - S_i\ \Delta\sigma - \Delta M_i \quad (1)$$

本手法は、バイアス因子の 1 からのずれ、つまり実験値と計算値の相対差が、式(1)に示されるように実験誤差、計算誤差、核データに起因する誤差で表現できることに着目する。

手法の理解のため、核反応αの核データに起因する誤差 A が生じる実験 1、核反応βの核データに起因する誤差 B が生じる実験 2、核反応αの感度が実験 1 の X 倍であり核反応βの感度が実験 2 の Y 倍となるターゲット炉心を想定する。この場合のバイアス因子を図 1 にまとめる。図 1 に示すとおり、ターゲット炉心の理想的なバイアス因子は 1+ AX+ BY となる。重み付き差分に基づくバイアス因子法は、実験 1 および実験 2 のそれぞれに対して重み係数を与え、バイアス因子の 1 からのずれ(実験値と計算値の相対差)に対して重み係数を乗じ、その値の和に 1 を加えることでバイアス因子を作成する手法である。実験 1 の重みをC_1、実験 2 の重みをC_2とすると、$C_1 = X$かつ$C_2 = Y$とすることで、核データ起因の誤差分を考慮したバイアス因子を作成することができる。ただし、重み係数は実験誤差および計算誤差にも乗じられるため、これらの誤差もふまえる必要がある。

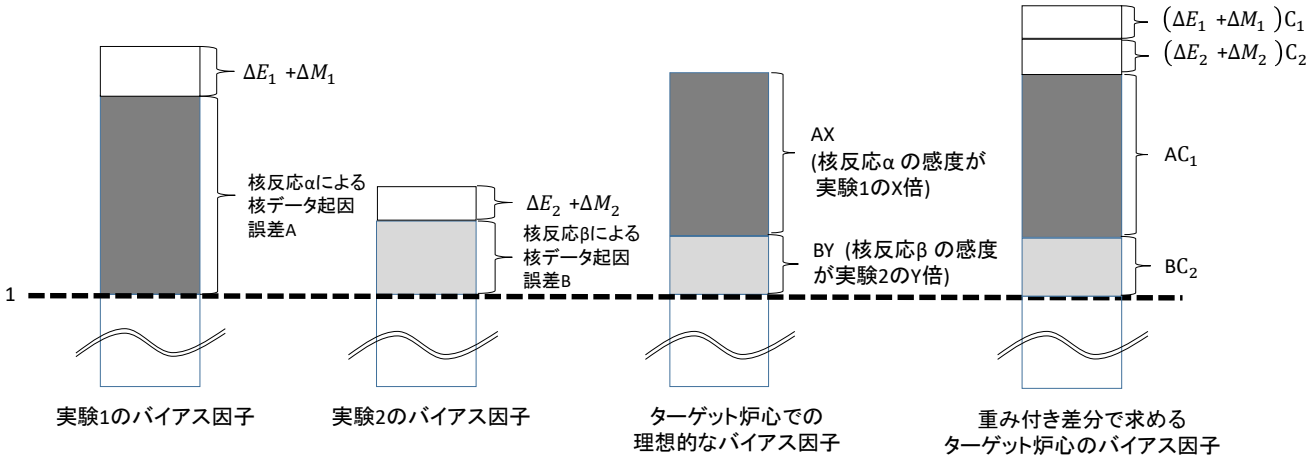


図 1　2 つの実験を用いるバイアス因子

2. 理論

重み付き差分に基づくバイアス因子法を用いると、ターゲット炉心tの設計値R_t'は式(2)で示される。

$$R_t' = R_t^c\left(1+\sum_{i=1}^{N} C_i\ \frac{R_i^e - R_i^c}{R_i^c}\right) \fallingdotseq R_t^t\left(1+\left(S_t\ -\sum_{i=1}^{N} C_i\ S_i\right)\Delta\sigma + \Delta M_t\ +\sum_{i=1}^{N} C_i\ \Delta E_i\ -\sum_{i=1}^{N} C_i\ \Delta M_i\right) \quad (2)$$

式(2)では、$(S\Delta\sigma)^2 = 0,\ \Delta M^2 = 0,\ S\Delta\sigma\Delta M = 0,\ S\Delta\sigma\Delta E = 0,\ \Delta M\Delta E = 0$とする近似を用いている。なお、式(2)の右辺は拡張バイアス因子法と同じ表現となるが、拡張バイアス因子法では本手法で用いる近似に加えてΔE^2=0 の近似を用いることに違いがある。このため、拡張バイアス因子法と比較すると、本手法は$S\Delta\sigma$、ΔMが 1 よりも十分に小さければΔE^2が有意な値でも適用できる手法といえる。重み係数C_iを求める方法の一例としては、設計値の分散を最小化する方法が考えられる。

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1], Hiroki Koike[2], Daisuke Sato[2], Toshikazu Takeda[3]

[1]Osaka Univ., [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]Univ. of Fukui.

General Meeting

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[1K_GM] 「計算科学技術部会」第26回全体会議

[1K_GM] General Meeting

General Meeting

[1K_GM] 「計算科学技術部会」第26回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

[1K_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Computational Science and Engineering Division

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[1K_PL] Simulation Credibility Built by the Best Use of Uncertainty

Chair:Masaaki Tanaka(JAEA)

[1K_PL01] Simulation Credibility and Uncertainty Quantification

*Kotaro Nakada[1] (1. TOSHIBA ESS)

[1K_PL02] Ensuring Credibility of Statistical Safety Evaluation by utilizing Uncertainty Quantification

*Yoshiro Kudo[1] (1. TEPCO HD)

[1K_PL03] Simulation Credibility using Uncertainty Quantification for Effective Source Height Evaluation

*Koichi Sada[1] (1. CRIEPI)

2019年秋の大会

計算科学技術部会セッション

不確かさの有効活用によるシミュレーションの信頼性確保
Simulation Credibility Built by the Best Use of Uncertainty

（1）シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

(1) Simulation Credibility and Uncertainty Quantification

*中田　耕太郎[1]
[1]東芝 ESS

（2）統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(2) Ensuring Credibility of Statistical Safety Evaluation by utilizing Uncertainty Quantification

*工藤　義朗[2],
[2]東京電力 HD

（3）放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(3) Simulation Credibility using Uncertainty Quantification for Effective Source Height Evaluation

*佐田　幸一[3]
[3]電中研

概　要　原子力分野でのシミュレーションの信頼性確保及びそれを支えるモデル V&V は，不確かさの取扱いと合わせて原子力関連施設の設計，建設及び運転に適用される各技術分野のシミュレーションにとって重要なテーマである。本企画セッションでは，モデル V&V 及び不確かさの取扱いを柱としたシミュレーションの信頼性確保に関わる取組みに関して、原子力学会から発行されている標準（ガイドライン）を代表事例として，個別分野のガイドラインにおけるモデル V&V への展開状況、今後の取組み、シミュレーションによる評価結果の信頼性確保のために必要なアクションなどについて、それぞれの不確かさの取扱いを軸に相互の関係も整理して最新の動向を議論する。

（1）シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

a. 原子力学会ガイドラインの活動

シミュレーションの信頼性確保は注目を浴びている分野であり、2016 年 7 月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン : 2015」（原子力学会ガイドライン）[(1)]を発行した。日本原子力学会として取り組んでいるシミュレーション信頼性確保に関する標準化の活動を海外に発信することは、シミュレーションの信頼性確保に関する国際的な活動を促進するとともに学会のプレゼンス向上にもつながる。これに資するために、原子力学会ガイドラインに関する講演[(2)(3)]や英訳版[(4)]の発行を進めている。また、原子力学会ガイドラインは、原子力関連施設におけるモデリング&シミュレーションの信頼性を確保するための基本的な考え方を示すものであり、統計的安全評価及び放出源の有効高さ評価との分科会との情報交換, 並びにモデリング＆シミュレーションに関する最新動向[(5)]を調査するとともに、ガイドラインの改定に向けた論点の整理を進めている。

b. 原子力学会ガイドラインでの不確かさ評価

原子力学会ガイドラインでは、シミュレーションの信頼性確保のための考え方として、「概念モデルの開発」,「数学的モデル化」,「物理的モデル化」及び「シミュレーションモデルの予測性能判断」の四つの要素，並びに「不確かさを考慮した予測評価」,「評価プロセスの文書化」及び「品質管理」の三つ

Kotaro Nakada[1], Yoshiro Kudo[2], Koichi Sada[3]
[1]Toshiba ESS, [2]TEPCO, [3]CRIEPI

の要素を加えた手順を示した。原子力学会ガイドラインで示したシミュレーションの信頼性とは、シミュレーションによる計算結果が，予測性能に関する所期の利用目的に即した判断基準の範囲内にあることであり、妥当性確認（Validation）は、「初期の利用目的に従ったシミュレーションの予測性能に関する要求の観点から、対象とする実現象を満足できる幅で予測できることを確認する実施プロセス」と定義している。不確かさの評価プロセスとして、数学的モデル化からは数値誤差・入力誤差・モデルに関する不確かさが定量化され、物理的モデル化では妥当性確認実験の在否の調査あるいは立案し、測定誤差又は試験条件に起因する因子（環境、物性など）などから不確かさの取得を行う必要がある。シミュレーションモデルの予測性能の判断では数学的モデル化及び物理的モデル化の各プロセスでの不確かさを組み合わせて統合化し、初期の利用目的に対するモデルの予測性能の判断を行った上で、不確かさを考慮した予測評価を実施する。シミュレーションによる再現結果と実験結果との比較により、モデルの予測性能が初期の利用目的を満たすか否かを判断することが求められている。不確かさは、モデリング＆シミュレーションへのフィードバック及び更新を実施するための基準であり、シミュレーションの予測性能の指標となるものである。

（2）統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

統計的安全評価手法は，最適評価コードを用い不確かさを考慮して，発電用軽水型原子炉施設の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価を行う手法である。

統計的安全評価の結果（以下，“統計的安全評価値”という。）の信頼性を確保するためには，まず，用いる最適評価コードの妥当性が十分に確認され，数値モデルなどの不確かさが定量化されている必要がある。統計的安全評価標準においては，不確かさを推定誤差とランダムな不確かさとに成分を分解する形で定義し，熱水力試験装置，実機などにおける試験結果との比較による妥当性確認を通じて，数値モデルのそれぞれの不確かさ成分が定量化される。

なお，不確かさについて，原子力学会ガイドラインでは推定誤差と不確かさとを概念的に総称して総括不確かさと呼称して取り扱っているが，統計的安全評価標準では不確かさの中から推定誤差を成分として取り出し，残りをランダムな不確かさとして成分分けして取り扱う点が異なっている。

推定誤差及びランダムな不確かさ（以下，簡易的に“不確かさ”という。）の定量化に当たっては，妥当性確認に用いる試験結果に対しては，安全評価の対象とする事象に対応する PIRT（Phenomena Identification and Ranking Table）を作成して重要な現象を特定し，特定された重要な現象に対して試験データを階層的に収集する。このようにして定量化された数値モデルごとの不確かさに対し，統計的安全評価標準においては“入力不確かさの伝播”手法に則ってそれぞれの数値モデルの不確かさを最適評価コードの入力データとして取り扱い，当該の事象に対して複数の数値モデルのランダムな不確かさを同時にランダムに振るモンテカルロ計算を数十ケースから数百ケース実施し，その結果を標本として安全評価結果の不確かさの分布を構成し，例えば 95%信頼水準／95%累積確率に相当する評価値を統計的安全評価値とする。

このように，統計的安全評価は最適評価コードを用い，同コード中のモデルの不確かさを反映して評価結果の不確かさに反映する BEPU（Best Estimate Plus Uncertainty）手法に従う安全評価手法であるが，発電用軽水型原子炉施設，その安全保護系，安全機能などの基本設計などの妥当性を評価するものであり，原子力安全上重要な手法であることから，その評価結果の信頼性の確保に関する要件は，評価対象の複雑性，個別効果試験，総合効果試験などの階層的な試験の各段階における試験の実施可否，スケールアップ性能などの実機に対する試験の適用性など，安全評価という予測における不確かさの拡大を構成する重要な不確かさ因子に対して漏れなく裏付けられる必要がある。

今回は，現在進行中の統計的安全評価標準の改定作業の中で，上記の統計的安全評価値の信頼性を高めるために取り入れた改定内容などを中心に不確かさの活用の考え方を紹介する。

(3) 放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

発電用原子炉施設の安全解析における大気拡散・被ばく評価の手順は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」[6]に示され、地形が複雑な場合や建屋等の影響が著しいと予測される場合には、放射性物質の大気拡散を推定するための風洞実験を実施することが求められている。これは、被ばく線量評価のために使用される大気拡散式に、放出源の有効高さと呼ばれる計算パラメータを用いて、地形及び建屋が大気拡散に及ぼす影響を考慮するためである。この放出源の有効高さを求めるための風洞実験では、日本原子力学会で発行された「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2009」[7]に規定される気流および拡散の設定を行った後、地形及び建屋模型条件での排ガスの地表煙軸濃度分布を測定し放出源の有効高さを評価する。

一方、技術的な進歩が著しく、最近ではその実用化が図れている数値シミュレーション手法により放出源の有効高さを求めることが期待されるようになってきている。そのため、放出源の有効高さを求めるための数値シミュレーション手法の適用における手順などを規定する「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準：2011」（以下、数値モデル計算実施基準）[8]も日本原子力学会で発行された。この数値モデル計算実施基準の策定に当たっては、日本原子力学会「シミュレーションの信頼性タスク」（当時）との連携などにより、放出源の有効高さ評価を所期の利用目的とし、数値モデルの検証及び妥当性確認なども規定した（図 1 参照）。

数値モデル実施基準が策定された後、原子力学会ガイドラインが発行され、最新の検証や妥当性評価のあり方を含めシミュレーションの信頼性確保のための基本的な考え方などが取りまとめられた。そのため、今後は図中の“原子力学会ガイドラインへの対応（例）”に示されるように、用語の定義や各エレメントの位置づけを含め、放出源の有効高さの評価のために原子力学会ガイドラインでの考え方との整合性を確認することが必要であろう。また、現行の数値モデル計算実施基準では触れられていない数学的モデル化及び物理的モデル化における不確かさの定量化、それに応じた予測評価への対応（予測評価のあり方）も検討する必要がある。以上の原子力学会ガイドラインへの対応に加え、図中に“その他の対応”として示すように、放出源の有効高さの評価を求める風洞実験などでの所期の利用目的や不確かさを勘案の上、検証と妥当性評価の位置付けは検討すべきである。また、不確かさが所期の利用目的に及ぼす影響度合いを勘案し、影響の大きな不確かさを優先的に検討することになろう。この不確かさを考慮した予測評価の際には、数値モデル計算実施基準に示されるような当時のシミュレーション技術の性能に応じて大気拡散計算結果を保守的に評価す

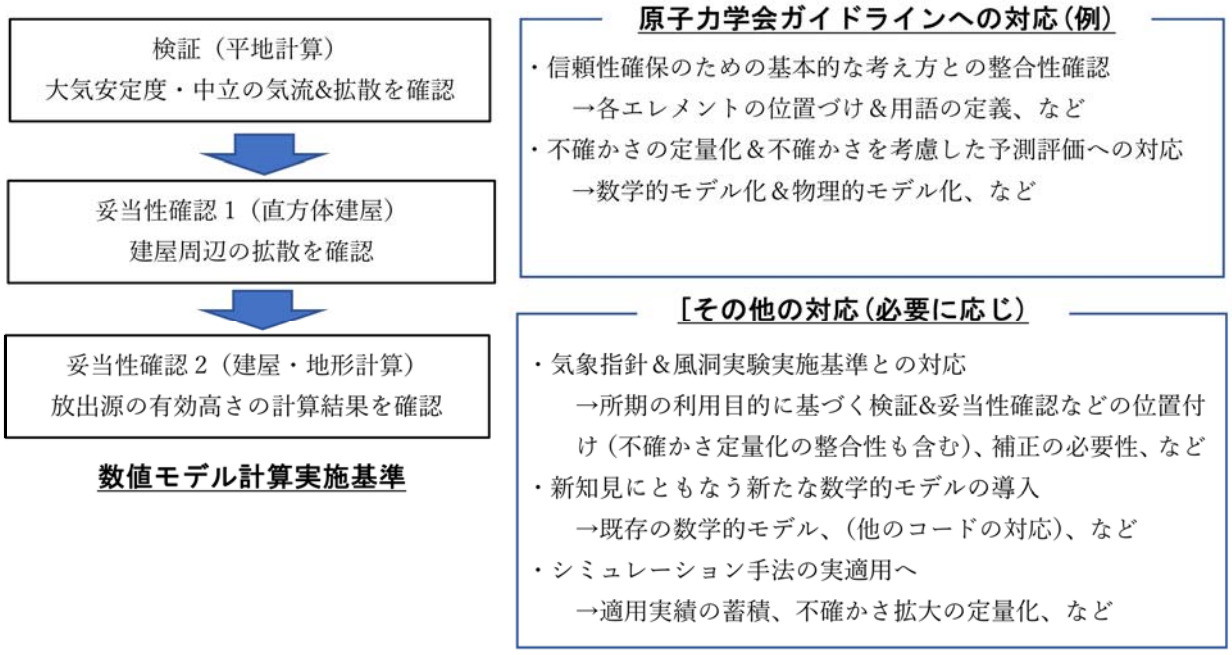


図 1　現行の数値モデル計算実施基準の構成と原子力学会ガイドラインへの対応（例）

るための補正のあり方も検討される必要があるものと、考えられる。さらに、シミュレーション技術の進歩にもとづき、精度の高い新しい数学的モデル化の開発状況(9)も勘案することになろう。今後は、信頼性が確保された放出源の有効高さのシミュレーション手法の実適用に向け、実験データが無い場合（不足する場合も含む）への適用も視野に入れ不確実さ拡大の定量化などの方法も検討する必要があろう。

参考文献

(1) シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015、日本原子力学会（2015）.
(2) K. Nakada, “Activity on the guide for credibility assessment of nuclear simulations in AESJ”, Panel 1-3. Motivations for Verification & Validation Activities in Thermal-Hydraulic Analysis in Nuclear System, The 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), May 19-24, 2019. Tsukuba, Japan.
(3) M. Tanaka, Y. Kudo, K. Nakada, and S. Koshizuka,” Establishment of Guideline for Credibility Assessment of Nuclear Simulations in the Atomic Energy Society of Japan,” 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), August 19-20, 2019, Portland, USA.
(4) AESJ, “AESJ Guide for the Assessment of Nuclear Simulation Credibility”, AESJ, (to be published).
(5) 例えば、池原、笹川、高野、山名、柳沢、“Advanced BWR・MOX 全炉心 MCNP 参照解作成とその BWR 核設計コードのニュートニクス計算機能に関する V&V への適用性”、日本原子力学会和文論文誌、2019 年 18 巻 2 号 p. 81-109.
(6) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針、原子力安全委員会（1982）.
(7) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準 2009、日本原子力学会（2010）[改訂版は印刷準備中].
(8) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 2011、日本原子力学会（2012）.
(9) 小野、佐田、“放出源の有効高さを求めるための数値モデルの高度化 -LES を用いた風洞実験再現精度の向上-”、電力中央研究所研究報告 O18009（2019）.

2019年秋の大会

計算科学技術部会セッション

不確かさの有効活用によるシミュレーションの信頼性確保
Simulation Credibility Built by the Best Use of Uncertainty

（1）シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

(1) Simulation Credibility and Uncertainty Quantification

*中田　耕太郎[1]
[1]東芝 ESS

（2）統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(2) Ensuring Credibility of Statistical Safety Evaluation by utilizing Uncertainty Quantification

*工藤　義朗[2],
[2]東京電力 HD

（3）放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(3) Simulation Credibility using Uncertainty Quantification for Effective Source Height Evaluation

*佐田　幸一[3]
[3]電中研

概　要　原子力分野でのシミュレーションの信頼性確保及びそれを支えるモデル V&V は，不確かさの取扱いと合わせて原子力関連施設の設計，建設及び運転に適用される各技術分野のシミュレーションにとって重要なテーマである。本企画セッションでは，モデル V&V 及び不確かさの取扱いを柱としたシミュレーションの信頼性確保に関わる取組みに関して、原子力学会から発行されている標準（ガイドライン）を代表事例として，個別分野のガイドラインにおけるモデル V&V への展開状況、今後の取組み、シミュレーションによる評価結果の信頼性確保のために必要なアクションなどについて、それぞれの不確かさの取扱いを軸に相互の関係も整理して最新の動向を議論する。

（1）シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

a. 原子力学会ガイドラインの活動

シミュレーションの信頼性確保は注目を浴びている分野であり、2016 年 7 月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン : 2015」（原子力学会ガイドライン）[(1)]を発行した。日本原子力学会として取り組んでいるシミュレーション信頼性確保に関する標準化の活動を海外に発信することは、シミュレーションの信頼性確保に関する国際的な活動を促進するとともに学会のプレゼンス向上にもつながる。これに資するために、原子力学会ガイドラインに関する講演[(2)(3)]や英訳版[(4)]の発行を進めている。また、原子力学会ガイドラインは、原子力関連施設におけるモデリング&シミュレーションの信頼性を確保するための基本的な考え方を示すものであり、統計的安全評価及び放出源の有効高さ評価との分科会との情報交換, 並びにモデリング＆シミュレーションに関する最新動向[(5)]を調査するとともに、ガイドラインの改定に向けた論点の整理を進めている。

b. 原子力学会ガイドラインでの不確かさ評価

原子力学会ガイドラインでは、シミュレーションの信頼性確保のための考え方として、「概念モデルの開発」,「数学的モデル化」,「物理的モデル化」及び「シミュレーションモデルの予測性能判断」の四つの要素，並びに「不確かさを考慮した予測評価」,「評価プロセスの文書化」及び「品質管理」の三つ

Kotaro Nakada[1], Yoshiro Kudo[2], Koichi Sada[3]
[1]Toshiba ESS, [2]TEPCO, [3]CRIEPI

の要素を加えた手順を示した。原子力学会ガイドラインで示したシミュレーションの信頼性とは、シミュレーションによる計算結果が，予測性能に関する所期の利用目的に即した判断基準の範囲内にあることであり、妥当性確認（Validation）は、「初期の利用目的に従ったシミュレーションの予測性能に関する要求の観点から、対象とする実現象を満足できる幅で予測できることを確認する実施プロセス」と定義している。不確かさの評価プロセスとして、数学的モデル化からは数値誤差・入力誤差・モデルに関する不確かさが定量化され、物理的モデル化では妥当性確認実験の在否の調査あるいは立案し、測定誤差又は試験条件に起因する因子（環境、物性など）などから不確かさの取得を行う必要がある。シミュレーションモデルの予測性能の判断では数学的モデル化及び物理的モデル化の各プロセスでの不確かさを組み合わせて統合化し、初期の利用目的に対するモデルの予測性能の判断を行った上で、不確かさを考慮した予測評価を実施する。シミュレーションによる再現結果と実験結果との比較により、モデルの予測性能が初期の利用目的を満たすか否かを判断することが求められている。不確かさは、モデリング＆シミュレーションへのフィードバック及び更新を実施するための基準であり、シミュレーションの予測性能の指標となるものである。

（2）統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

統計的安全評価手法は，最適評価コードを用い不確かさを考慮して，発電用軽水型原子炉施設の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価を行う手法である。

統計的安全評価の結果（以下，“統計的安全評価値”という。）の信頼性を確保するためには，まず，用いる最適評価コードの妥当性が十分に確認され，数値モデルなどの不確かさが定量化されている必要がある。統計的安全評価標準においては，不確かさを推定誤差とランダムな不確かさとに成分を分解する形で定義し，熱水力試験装置，実機などにおける試験結果との比較による妥当性確認を通じて，数値モデルのそれぞれの不確かさ成分が定量化される。

なお，不確かさについて，原子力学会ガイドラインでは推定誤差と不確かさとを概念的に総称して総括不確かさと呼称して取り扱っているが，統計的安全評価標準では不確かさの中から推定誤差を成分として取り出し，残りをランダムな不確かさとして成分分けして取り扱う点が異なっている。

推定誤差及びランダムな不確かさ（以下，簡易的に“不確かさ”という。）の定量化に当たっては，妥当性確認に用いる試験結果に対しては，安全評価の対象とする事象に対応する PIRT（Phenomena Identification and Ranking Table）を作成して重要な現象を特定し，特定された重要な現象に対して試験データを階層的に収集する。このようにして定量化された数値モデルごとの不確かさに対し，統計的安全評価標準においては“入力不確かさの伝播”手法に則ってそれぞれの数値モデルの不確かさを最適評価コードの入力データとして取り扱い，当該の事象に対して複数の数値モデルのランダムな不確かさを同時にランダムに振るモンテカルロ計算を数十ケースから数百ケース実施し，その結果を標本として安全評価結果の不確かさの分布を構成し，例えば 95%信頼水準／95%累積確率に相当する評価値を統計的安全評価値とする。

このように，統計的安全評価は最適評価コードを用い，同コード中のモデルの不確かさを反映して評価結果の不確かさに反映する BEPU（Best Estimate Plus Uncertainty）手法に従う安全評価手法であるが，発電用軽水型原子炉施設，その安全保護系，安全機能などの基本設計などの妥当性を評価するものであり，原子力安全上重要な手法であることから，その評価結果の信頼性の確保に関する要件は，評価対象の複雑性，個別効果試験，総合効果試験などの階層的な試験の各段階における試験の実施可否，スケールアップ性能などの実機に対する試験の適用性など，安全評価という予測における不確かさの拡大を構成する重要な不確かさ因子に対して漏れなく裏付けられる必要がある。

今回は，現在進行中の統計的安全評価標準の改定作業の中で，上記の統計的安全評価値の信頼性を高めるために取り入れた改定内容などを中心に不確かさの活用の考え方を紹介する。

(3) 放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

発電用原子炉施設の安全解析における大気拡散・被ばく評価の手順は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」[6]に示され、地形が複雑な場合や建屋等の影響が著しいと予測される場合には、放射性物質の大気拡散を推定するための風洞実験を実施することが求められている。これは、被ばく線量評価のために使用される大気拡散式に、放出源の有効高さと呼ばれる計算パラメータを用いて、地形及び建屋が大気拡散に及ぼす影響を考慮するためである。この放出源の有効高さを求めるための風洞実験では、日本原子力学会で発行された「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2009」[7]に規定される気流および拡散の設定を行った後、地形及び建屋模型条件での排ガスの地表煙軸濃度分布を測定し放出源の有効高さを評価する。

一方、技術的な進歩が著しく、最近ではその実用化が図れている数値シミュレーション手法により放出源の有効高さを求めることが期待されるようになってきている。そのため、放出源の有効高さを求めるための数値シミュレーション手法の適用における手順などを規定する「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準：2011」（以下、数値モデル計算実施基準）[8]も日本原子力学会で発行された。この数値モデル計算実施基準の策定に当たっては、日本原子力学会「シミュレーションの信頼性タスク」（当時）との連携などにより、放出源の有効高さ評価を所期の利用目的とし、数値モデルの検証及び妥当性確認なども規定した（図 1 参照）。

数値モデル実施基準が策定された後、原子力学会ガイドラインが発行され、最新の検証や妥当性評価のあり方を含めシミュレーションの信頼性確保のための基本的な考え方などが取りまとめられた。そのため、今後は図中の“原子力学会ガイドラインへの対応（例）”に示されるように、用語の定義や各エレメントの位置づけを含め、放出源の有効高さの評価のために原子力学会ガイドラインでの考え方との整合性を確認することが必要であろう。また、現行の数値モデル計算実施基準では触れられていない数学的モデル化及び物理的モデル化における不確かさの定量化、それに応じた予測評価への対応（予測評価のあり方）も検討する必要がある。以上の原子力学会ガイドラインへの対応に加え、図中に“その他の対応”として示すように、放出源の有効高さの評価を求める風洞実験などでの所期の利用目的や不確かさを勘案の上、検証と妥当性評価の位置付けは検討すべきである。また、不確かさが所期の利用目的に及ぼす影響度合いを勘案し、影響の大きな不確かさを優先的に検討することになろう。この不確かさを考慮した予測評価の際には、数値モデル計算実施基準に示されるような当時のシミュレーション技術の性能に応じて大気拡散計算結果を保守的に評価す

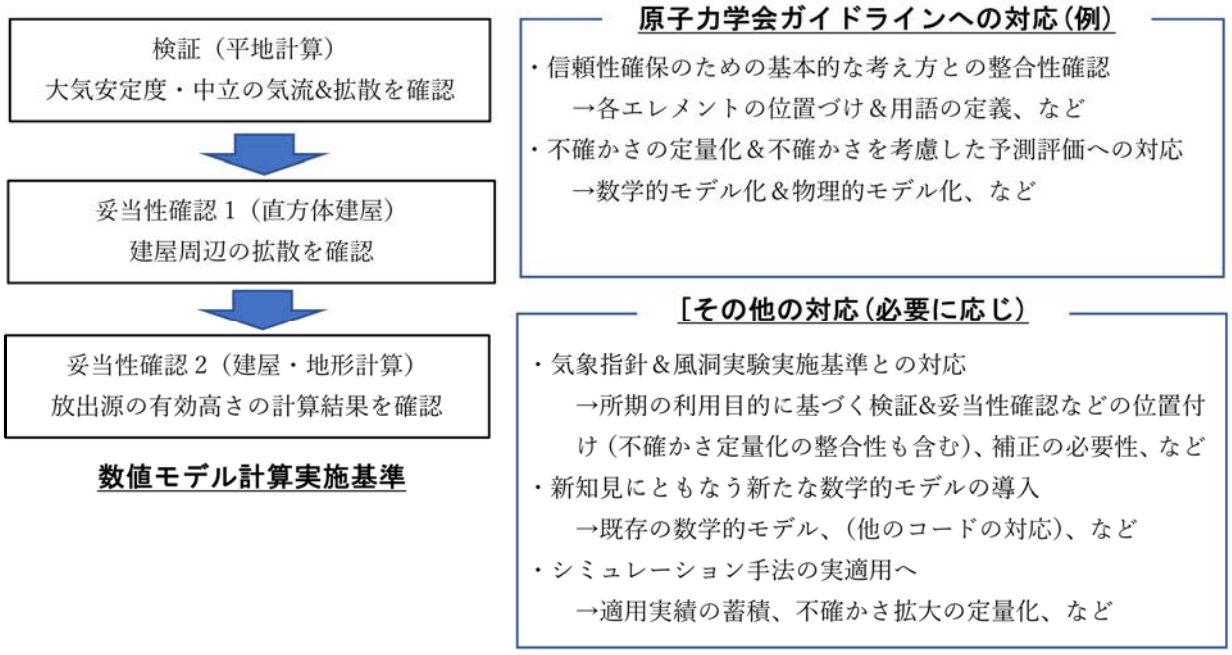


図 1　現行の数値モデル計算実施基準の構成と原子力学会ガイドラインへの対応（例）

るための補正のあり方も検討される必要があるものと、考えられる。さらに、シミュレーション技術の進歩にもとづき、精度の高い新しい数学的モデル化の開発状況(9)も勘案することになろう。今後は、信頼性が確保された放出源の有効高さのシミュレーション手法の実適用に向け、実験データが無い場合（不足する場合も含む）への適用も視野に入れ不確実さ拡大の定量化などの方法も検討する必要があろう。

参考文献

(1) シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015、日本原子力学会（2015）.
(2) K. Nakada, “Activity on the guide for credibility assessment of nuclear simulations in AESJ”, Panel 1-3. Motivations for Verification & Validation Activities in Thermal-Hydraulic Analysis in Nuclear System, The 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), May 19-24, 2019. Tsukuba, Japan.
(3) M. Tanaka, Y. Kudo, K. Nakada, and S. Koshizuka,” Establishment of Guideline for Credibility Assessment of Nuclear Simulations in the Atomic Energy Society of Japan,” 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), August 19-20, 2019, Portland, USA.
(4) AESJ, “AESJ Guide for the Assessment of Nuclear Simulation Credibility”, AESJ, (to be published).
(5) 例えば、池原、笹川、高野、山名、柳沢、“Advanced BWR・MOX 全炉心 MCNP 参照解作成とその BWR 核設計コードのニュートニクス計算機能に関する V&V への適用性”、日本原子力学会和文論文誌、2019 年 18 巻 2 号 p. 81-109.
(6) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針、原子力安全委員会（1982）.
(7) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準 2009、日本原子力学会（2010）[改訂版は印刷準備中].
(8) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 2011、日本原子力学会（2012）.
(9) 小野、佐田、“放出源の有効高さを求めるための数値モデルの高度化 -LES を用いた風洞実験再現精度の向上-”、電力中央研究所研究報告 O18009（2019）.

2019年秋の大会

計算科学技術部会セッション

不確かさの有効活用によるシミュレーションの信頼性確保
Simulation Credibility Built by the Best Use of Uncertainty

（1）シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

(1) Simulation Credibility and Uncertainty Quantification

*中田　耕太郎[1]
[1]東芝 ESS

（2）統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(2) Ensuring Credibility of Statistical Safety Evaluation by utilizing Uncertainty Quantification

*工藤　義朗[2],
[2]東京電力 HD

（3）放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

(3) Simulation Credibility using Uncertainty Quantification for Effective Source Height Evaluation

*佐田　幸一[3]
[3]電中研

概　要　原子力分野でのシミュレーションの信頼性確保及びそれを支えるモデル V&V は，不確かさの取扱いと合わせて原子力関連施設の設計，建設及び運転に適用される各技術分野のシミュレーションにとって重要なテーマである。本企画セッションでは，モデル V&V 及び不確かさの取扱いを柱としたシミュレーションの信頼性確保に関わる取組みに関して、原子力学会から発行されている標準（ガイドライン）を代表事例として，個別分野のガイドラインにおけるモデル V&V への展開状況、今後の取組み、シミュレーションによる評価結果の信頼性確保のために必要なアクションなどについて、それぞれの不確かさの取扱いを軸に相互の関係も整理して最新の動向を議論する。

（1）シミュレーションの信頼性確保及び不確かさの活用

a. 原子力学会ガイドラインの活動

シミュレーションの信頼性確保は注目を浴びている分野であり、2016 年 7 月に日本原子力学会から「シミュレーションの信頼性に関するガイドライン : 2015」（原子力学会ガイドライン）[(1)]を発行した。日本原子力学会として取り組んでいるシミュレーション信頼性確保に関する標準化の活動を海外に発信することは、シミュレーションの信頼性確保に関する国際的な活動を促進するとともに学会のプレゼンス向上にもつながる。これに資するために、原子力学会ガイドラインに関する講演[(2)(3)]や英訳版[(4)]の発行を進めている。また、原子力学会ガイドラインは、原子力関連施設におけるモデリング&シミュレーションの信頼性を確保するための基本的な考え方を示すものであり、統計的安全評価及び放出源の有効高さ評価との分科会との情報交換, 並びにモデリング＆シミュレーションに関する最新動向[(5)]を調査するとともに、ガイドラインの改定に向けた論点の整理を進めている。

b. 原子力学会ガイドラインでの不確かさ評価

原子力学会ガイドラインでは、シミュレーションの信頼性確保のための考え方として、「概念モデルの開発」,「数学的モデル化」,「物理的モデル化」及び「シミュレーションモデルの予測性能判断」の四つの要素，並びに「不確かさを考慮した予測評価」,「評価プロセスの文書化」及び「品質管理」の三つ

Kotaro Nakada[1], Yoshiro Kudo[2], Koichi Sada[3]
[1]Toshiba ESS, [2]TEPCO, [3]CRIEPI

の要素を加えた手順を示した。原子力学会ガイドラインで示したシミュレーションの信頼性とは、シミュレーションによる計算結果が，予測性能に関する所期の利用目的に即した判断基準の範囲内にあることであり、妥当性確認（Validation）は、「初期の利用目的に従ったシミュレーションの予測性能に関する要求の観点から、対象とする実現象を満足できる幅で予測できることを確認する実施プロセス」と定義している。不確かさの評価プロセスとして、数学的モデル化からは数値誤差・入力誤差・モデルに関する不確かさが定量化され、物理的モデル化では妥当性確認実験の在否の調査あるいは立案し、測定誤差又は試験条件に起因する因子（環境、物性など）などから不確かさの取得を行う必要がある。シミュレーションモデルの予測性能の判断では数学的モデル化及び物理的モデル化の各プロセスでの不確かさを組み合わせて統合化し、初期の利用目的に対するモデルの予測性能の判断を行った上で、不確かさを考慮した予測評価を実施する。シミュレーションによる再現結果と実験結果との比較により、モデルの予測性能が初期の利用目的を満たすか否かを判断することが求められている。不確かさは、モデリング＆シミュレーションへのフィードバック及び更新を実施するための基準であり、シミュレーションの予測性能の指標となるものである。

（2）統計的安全評価における信頼性確保及び不確かさの活用

統計的安全評価手法は，最適評価コードを用い不確かさを考慮して，発電用軽水型原子炉施設の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価を行う手法である。

統計的安全評価の結果（以下，“統計的安全評価値”という。）の信頼性を確保するためには，まず，用いる最適評価コードの妥当性が十分に確認され，数値モデルなどの不確かさが定量化されている必要がある。統計的安全評価標準においては，不確かさを推定誤差とランダムな不確かさとに成分を分解する形で定義し，熱水力試験装置，実機などにおける試験結果との比較による妥当性確認を通じて，数値モデルのそれぞれの不確かさ成分が定量化される。

なお，不確かさについて，原子力学会ガイドラインでは推定誤差と不確かさとを概念的に総称して総括不確かさと呼称して取り扱っているが，統計的安全評価標準では不確かさの中から推定誤差を成分として取り出し，残りをランダムな不確かさとして成分分けして取り扱う点が異なっている。

推定誤差及びランダムな不確かさ（以下，簡易的に“不確かさ”という。）の定量化に当たっては，妥当性確認に用いる試験結果に対しては，安全評価の対象とする事象に対応する PIRT（Phenomena Identification and Ranking Table）を作成して重要な現象を特定し，特定された重要な現象に対して試験データを階層的に収集する。このようにして定量化された数値モデルごとの不確かさに対し，統計的安全評価標準においては“入力不確かさの伝播”手法に則ってそれぞれの数値モデルの不確かさを最適評価コードの入力データとして取り扱い，当該の事象に対して複数の数値モデルのランダムな不確かさを同時にランダムに振るモンテカルロ計算を数十ケースから数百ケース実施し，その結果を標本として安全評価結果の不確かさの分布を構成し，例えば 95%信頼水準／95%累積確率に相当する評価値を統計的安全評価値とする。

このように，統計的安全評価は最適評価コードを用い，同コード中のモデルの不確かさを反映して評価結果の不確かさに反映する BEPU（Best Estimate Plus Uncertainty）手法に従う安全評価手法であるが，発電用軽水型原子炉施設，その安全保護系，安全機能などの基本設計などの妥当性を評価するものであり，原子力安全上重要な手法であることから，その評価結果の信頼性の確保に関する要件は，評価対象の複雑性，個別効果試験，総合効果試験などの階層的な試験の各段階における試験の実施可否，スケールアップ性能などの実機に対する試験の適用性など，安全評価という予測における不確かさの拡大を構成する重要な不確かさ因子に対して漏れなく裏付けられる必要がある。

今回は，現在進行中の統計的安全評価標準の改定作業の中で，上記の統計的安全評価値の信頼性を高めるために取り入れた改定内容などを中心に不確かさの活用の考え方を紹介する。

(3) 放出源の有効高さ評価における信頼性確保及び不確かさの活用

発電用原子炉施設の安全解析における大気拡散・被ばく評価の手順は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」[6]に示され、地形が複雑な場合や建屋等の影響が著しいと予測される場合には、放射性物質の大気拡散を推定するための風洞実験を実施することが求められている。これは、被ばく線量評価のために使用される大気拡散式に、放出源の有効高さと呼ばれる計算パラメータを用いて、地形及び建屋が大気拡散に及ぼす影響を考慮するためである。この放出源の有効高さを求めるための風洞実験では、日本原子力学会で発行された「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2009」[7]に規定される気流および拡散の設定を行った後、地形及び建屋模型条件での排ガスの地表煙軸濃度分布を測定し放出源の有効高さを評価する。

一方、技術的な進歩が著しく、最近ではその実用化が図れている数値シミュレーション手法により放出源の有効高さを求めることが期待されるようになってきている。そのため、放出源の有効高さを求めるための数値シミュレーション手法の適用における手順などを規定する「発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準：2011」（以下、数値モデル計算実施基準）[8]も日本原子力学会で発行された。この数値モデル計算実施基準の策定に当たっては、日本原子力学会「シミュレーションの信頼性タスク」（当時）との連携などにより、放出源の有効高さ評価を所期の利用目的とし、数値モデルの検証及び妥当性確認なども規定した（図 1 参照）。

数値モデル実施基準が策定された後、原子力学会ガイドラインが発行され、最新の検証や妥当性評価のあり方を含めシミュレーションの信頼性確保のための基本的な考え方などが取りまとめられた。そのため、今後は図中の“原子力学会ガイドラインへの対応（例）”に示されるように、用語の定義や各エレメントの位置づけを含め、放出源の有効高さの評価のために原子力学会ガイドラインでの考え方との整合性を確認することが必要であろう。また、現行の数値モデル計算実施基準では触れられていない数学的モデル化及び物理的モデル化における不確かさの定量化、それに応じた予測評価への対応（予測評価のあり方）も検討する必要がある。以上の原子力学会ガイドラインへの対応に加え、図中に“その他の対応”として示すように、放出源の有効高さの評価を求める風洞実験などでの所期の利用目的や不確かさを勘案の上、検証と妥当性評価の位置付けは検討すべきである。また、不確かさが所期の利用目的に及ぼす影響度合いを勘案し、影響の大きな不確かさを優先的に検討することになろう。この不確かさを考慮した予測評価の際には、数値モデル計算実施基準に示されるような当時のシミュレーション技術の性能に応じて大気拡散計算結果を保守的に評価す

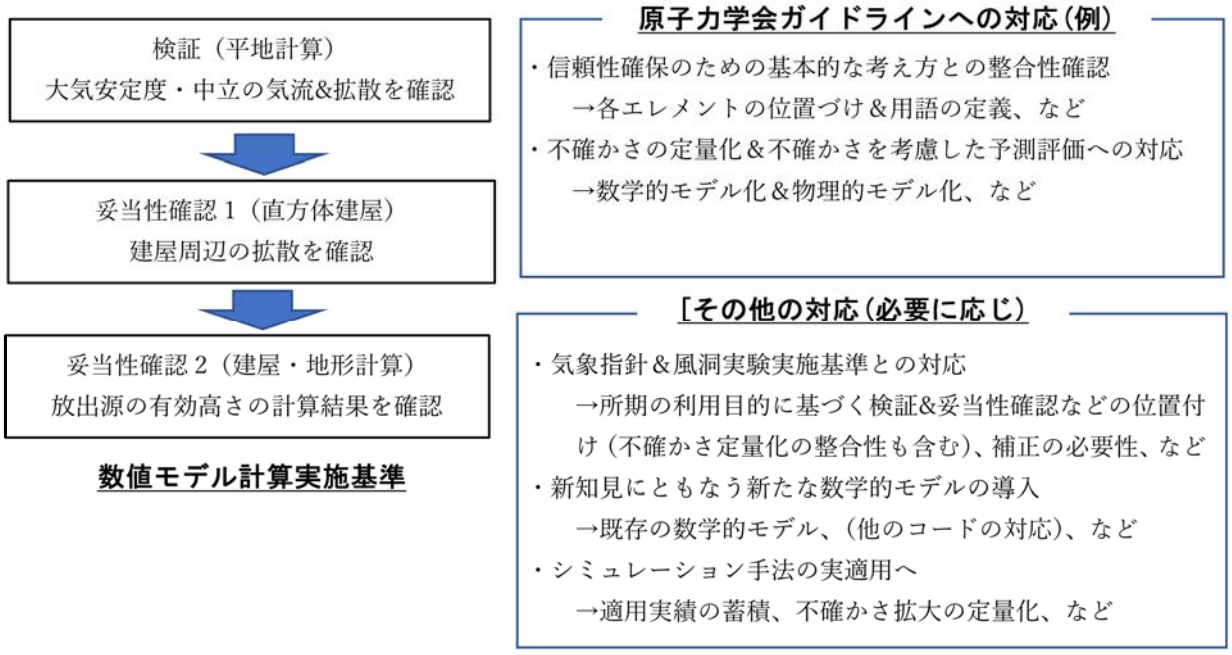


図 1　現行の数値モデル計算実施基準の構成と原子力学会ガイドラインへの対応（例）

るための補正のあり方も検討される必要があるものと、考えられる。さらに、シミュレーション技術の進歩にもとづき、精度の高い新しい数学的モデル化の開発状況(9)も勘案することになろう。今後は、信頼性が確保された放出源の有効高さのシミュレーション手法の実適用に向け、実験データが無い場合（不足する場合も含む）への適用も視野に入れ不確実さ拡大の定量化などの方法も検討する必要があろう。

参考文献

(1) シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015、日本原子力学会（2015）.
(2) K. Nakada, “Activity on the guide for credibility assessment of nuclear simulations in AESJ”, Panel 1-3. Motivations for Verification & Validation Activities in Thermal-Hydraulic Analysis in Nuclear System, The 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), May 19-24, 2019. Tsukuba, Japan.
(3) M. Tanaka, Y. Kudo, K. Nakada, and S. Koshizuka,” Establishment of Guideline for Credibility Assessment of Nuclear Simulations in the Atomic Energy Society of Japan,” 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-18), August 19-20, 2019, Portland, USA.
(4) AESJ, “AESJ Guide for the Assessment of Nuclear Simulation Credibility”, AESJ, (to be published).
(5) 例えば、池原、笹川、高野、山名、柳沢、“Advanced BWR・MOX 全炉心 MCNP 参照解作成とその BWR 核設計コードのニュートニクス計算機能に関する V&V への適用性”、日本原子力学会和文論文誌、2019 年 18 巻 2 号 p. 81-109.
(6) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針、原子力安全委員会（1982）.
(7) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準 2009、日本原子力学会（2010）[改訂版は印刷準備中].
(8) 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 2011、日本原子力学会（2012）.
(9) 小野、佐田、“放出源の有効高さを求めるための数値モデルの高度化 -LES を用いた風洞実験再現精度の向上-”、電力中央研究所研究報告 O18009（2019）.

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

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:10 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 5:45 AM - 7:10 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[1K01-05] Microscopic Analysis

Chair:Kazuteru Sugino(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1K01] The nuclear transmutation of LLFP by means of the fast charge equilibration mechanism

*Yoritaka Iwata[1], Takashi Nishikawa[2], Haoran Wang[3] (1. Kansai University, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Shibaura Institute of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1K02] MD simulations to evaluate defect formation process under high energetic neutron irradiation

*Satoshi Terayama[1], Yuki Iwase[1], Sho Hayakawa[1], Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1K03] The microstructural evolution of c-type dislocation loop in zirconium and the effects of iron atoms on the formation process

*Guangyou Qiang[1], Taira Okita[1], Yukiya Adachi[1], Sho Hayakawa[1], Mitsuhiro Itakura[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1K04] Analysis of physical properties of thorium dioxide by machine learning molecular dynamics

*keita kobayashi[1], masahiko okumura[2], hiroki nakamura[2], Mitsuhiro Itakura[2], masahiko machida[2] (1. RIST, 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1K05] Machine Learning Molecular Dynamics Simulations of Cesium Diffusion in Concrete

*Masahiko Okumura[1], Keita Kobayashi[2], Hiroki Nakamura[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1] (1. JAEA, 2. RIST)

4:00 PM - 4:10 PM JST | 7:00 AM - 7:10 AM UTC

Time reserved for Chair

高速荷電平衡化機構を用いたLLFP核変換技術のための基礎計算

岩田　順敬、西川　崇、王浩然

The nuclear transmutation of LLFP by means of the fast charge equilibration mechanism

*岩田 順敬[1]，西川 崇[2]，王 浩然[3]
[1]関西大学，[2]東工大，[3]芝浦工業大学

高速荷電平衡化機構によって、長寿命核分裂生成物（LLFP）を無害化するための基礎計算を行った結果について報告する。空間三次元の微視的計算の定常問題、非定常問題（時間発展問題）の双方の計算結果から、核反応生成物のエネルギー依存性に着目して、最も有用な原子核反応について議論する。

キーワード：密度汎関数理論、高速荷電平衡化機構、長寿命核分裂生成物（LLFP）

1. 緒言

一核子当たり数MeV程度の低エネルギーで原子核反応が起こる際には、反応の初期段階に10^{-22}sで荷電平衡化が起こることが知られている。高速荷電平衡化機構が起こることで、融合反応が起こる、分裂反応が起こるということに関わらずに、反応生成物の中性子数・陽子数比が平均化されることが知られている。この荷電平衡化の機構とエネルギー上限公式とそれに対応した温度制御については文献[1,2]で示されている。

2. 荷電平衡化を用いたLLFP核変換

長寿命核分裂生成物（LLFP）の特徴は特定の中性子数と陽子数をもったNZ平面上に孤立点として分布しているという点にある。他方で、荷電平衡化機構は重イオン反応において最終生成物の中性子数・陽子数比を決定づけることで、中性子数や陽子数の値を反応前と後で異なったものに作り換える技術として応用することができる。

3. 結論

本発表では荷電平衡化機構を用いて、核変換を行うために必要な基礎計算データを提示する。定常状態の安定性という静的な計算と、反応断面積の定量的議論という動的計算とを互いに矛盾のない統一的な理論的枠組みで扱った計算結果を紹介する。

参考文献

[1] Y. Iwata, T. Otsuka, J. A. Maruhn, and N. Itagaki, Phys. Rev. Lett. 104 (2010) 252501

[2] Y. Iwata, P. Stevenson, New J. Phys. 21 (2019) 043010

---

*Yoritaka Iwata[1], Takashi Nishikawa[2] and Haoran Wang[3]

[1]Kansai University, [2]Tokyo Institute of Technology, [2]Shibaura Institute of Technology.

MD 法を用いた高エネルギー中性子照射下における欠陥形成過程の解明

MD simulations to evaluate defect formation process under high energetic neutron irradiation

*寺山　怜志[1]，岩瀬　祐樹[1]，早川　頌[1]，沖田　泰良[1]，板倉　充洋[2]
[1]東京大学大学院工学系研究科，[2]日本原子力研究開発機構

面心立方金属を対象に、高エネルギー中性子照射下での結晶欠陥集合体形成に及ぼす積層欠陥エネルギー（SFE）の影響を分子動力学法により定量化した。SFE は欠陥集合体の形態に影響を及ぼし、その影響はより大きな欠陥集合体で顕著になることが明らかとなった。

キーワード：カスケード損傷、面心立方金属、積層欠陥エネルギー

1. 緒言

軽水炉炉内構造材料として使用されるオーステナイト鋼は、積層欠陥エネルギーが極めて低いことが特徴として挙げられる。オーステナイト鋼の照射下での劣化挙動を把握するためには、欠陥形成過程における SFE の影響を解明することが求められる。本研究では、SFE のみ異なる複数の原子間ポテンシャルを用いた分子動力学（MD）計算を行い、大きな欠陥集合体形成がより形成しやすい高エネルギー付与下での結晶欠陥形成過程に及ぼす SFE の影響を解明した。

2. 計算手法

本研究では、SFE のみを 14.6mJ/m^2~186.5mJ/m^2 で変化させ、温度や格子状数などその他の物性値は極力一定に保った 6 つの面心立方金属原子間ポテンシャルを用いた[1]。初期温度は 600K、計算セル内原子数を 4.7×10^7 に設定した。一次はじき出しエネルギー (E_{PKA})として 100keV を中心付近原子の [135] 方向に与え、NVE アンサンブルで 100ps までの計算を行った。各条件において、25 回の繰り返し計算を行い、結晶欠陥形成数、および欠陥集合体の形態に及ぼす SFE の影響を明らかにした。

3. 結論

図 1 には、計算の一例として SFE = 186.5mJ/m^2 におけるエネルギー付与後約 100ps 後における欠陥分布を示す。1ps 以下の極めて短時間に多数の欠陥が極微小領域に形成するが、その大半は再結合により消滅する。その後、数 10ps の間に欠陥集合体の形成が確認された。E_{PKA} = 100 keV では、よりサイズの大きい欠陥集合体が高密度に形成された[2]。大きな自己格子間原子集合体に着目すると、大半は積層欠陥ループ（図中赤丸）あるいは完全転位ループ（図中青丸）として観察され、この 2 種類の形成割合は、静的条件下で計算した各々の形成エネルギーに依存することが明らかとなった。 すなわち、100 keV のエネルギー付与下に於ける欠陥形成過程においても、1 原子あたり 0.1eV ~ 1.0 eV 程度の相違である SFE の影響を反映して、その欠陥集合体の形態が決定づけられることが明らかとなった。

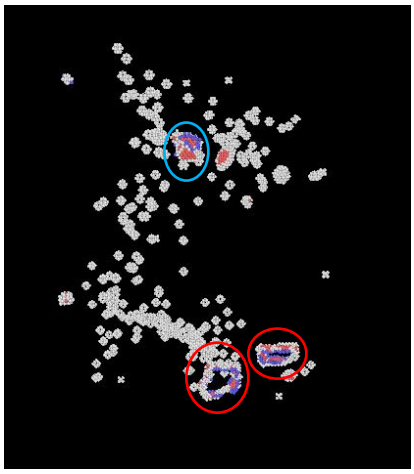


図 1: SFE = 186.5 mJ/m2 におけるエネルギー付与後約 100ps におけるスナップショット。白点が結晶欠陥を示す。

参考文献

[1] V. Borovikov et al., Modeling Simukl. Mater. Sci. Eng.23 (2015) 055003
[2] 沖田泰良他，日本原子力学会 2016 年秋の大会

*Satoshi Terayama[1], Yuki Iwase[1], Sho Hayakwa[1], Taira Okita[1]and Mitsuhiro Itakura[2]
[1]School of Engineering, the University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency

The microstructural evolution of c-type dislocation loop in zirconium and the effects of iron atoms on the formation process

*Guangyou Qiang[1], Taira Okita[1], Yukiya Adachi[1], Sho Hayakawa[1], Mitsuhiro Itakura[2]

[1]Univ. of Tokyo, [2]JAEA

Abstract

The formation process of c-type dislocation loop, which is observed to form at almost the same time with the abrupt increase in hydrogen absorption of Zr alloys used in nuclear reactor, has been evaluated by molecular dynamic simulation. The different conversion path of the vacancy cluster aggregation and the effect of iron atoms have been discussed.

Keywords: zirconium, molecular dynamics simulation , irradiation induced defects

1. Introduction

The formation of c-type dislocation loop with Burgers vector $1/6[20\bar{2}3]$[1] is believed to have a close relationship with the hydrogen pickup happened in the Zr alloys used in fuel claddings under operating temperature. Meanwhile, the alloying elements play an important role on the formation of the c-loops, especially the iron atoms. The partially dissolved second phase particles (SPPs) and the segregation of Fe atoms to the c-loops have been observed experimentally.[2] But the influence of iron atoms on the formation of c-loops remains unclear. In this research, the microstructural evolution of c-type dislocation loop has been observed and effect of iron atoms has been discussed.

2. Calculation Method

The Mendelev potential#3 and the Zr-Fe potential based on the Mendelev potential#3 have been used by Lammps code[3] in molecular dynamic simulation. The size of the Zr lattice is X$[1\bar{1}00]$ 19.6nm, Y$[11\bar{2}0]$22.6nm and Z[0001] 18.1nm. In the center of the lattice, the hexagonal vacancy cluster with 10~13 atoms every edge has been inserted and the system has been minimized under 600K. The system has been minimized every 10 timesteps to obtain the conversion path of the vacancy cluster aggregation. Also, when the Fe atoms uniformly distributed at the edge of the c-type dislocation loop as the interstitial site, the energy difference caused by the formation of c-loops has been calculated compared with the pure Zr cell. The number of Fe atoms is half of the number of vacancies at the edge.

3. Results and Conclusions

During the process of vacancy cluster aggregation, there are two conversion paths. One conversion path is that the atoms collapse directly along the z axis without movement along the basal plane. Another conversion path is that the atoms move along the basal plane during the collapse process to form the partial displacement within x-y plane.

The figure 1 shows that the raise of energy caused by the formation of c-loops is higher when the Fe atoms segregate to the edge of the c-loops. The iron atoms seem to impede the formation of c-loops.

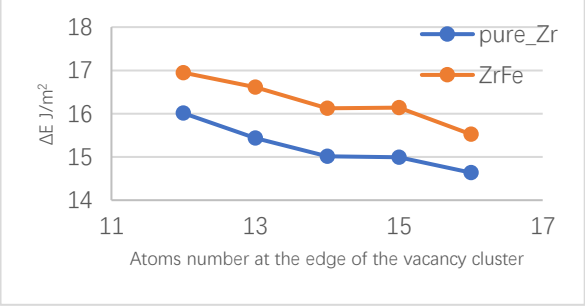


Figure 1 The energy difference between perfect hcp structure and lattice with c-loops

References

[1] R.A. Holt, R.W. Gilbert, J. Nucl. Mater. 137 (1986) 185-189.

[2] Y. de Carlan, C. Regnard, M. Griffiths, in: Zircon. Nucl.Ind. Elev. Int. Symp., 1996: pp. 638–653.

[3] <http://lammps.sandia.gov>

*Guangyou Qiang[1], Taira Okita[1], Yukiya Adachi[1], Sho Hayakawa[1], Mitsuhiro Itakura[2]

[1]Univ. of Tokyo, [2]JAEA

機械学習分子動力学による二酸化トリウムの物性値評価

Analysis of physical properties of thorium dioxide by machine learning molecular dynamics

*小林 恵太[1], 奥村 雅彦[2], 中村 博樹[2], 板倉 充洋[2], 町田 昌彦[2]
[1]高度情報科学技術研究機構, [2]日本原子力研究開発機構

二酸化トリウムに対し、機械学習分子動力学を用いた、高温物性の解析を行った。弾性係数、エンタルピー、熱膨張率、比熱、相転移温度等の物性値を計算した。得られた物性値は実験値とよく一致する結果となった。また、二酸化トリウムの準融解相として知られる Bredig 相における酸素拡散に関して解析を行った。

キーワード：機械学習、分子動力学法、二酸化トリウム

1. 緒言

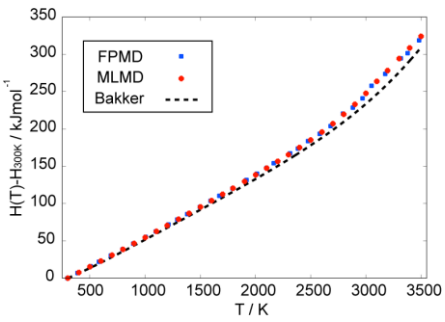
二酸化トリウムは高い融点、化学的安定性、またウランに比べ埋蔵量が豊富であることから、二酸化ウランに代わる核燃料の一つの候補であると考えられている。しかし、高温下でのトリウム熱物性に関するデーターは十分に得られているとは言えない。高温下での物性データーは簡単には取得できないため、分子動力学による原子レベルでのシミュレーションが有用となるが、通常の古典分子動力学は経験的なパラメーターに強く依存するため、得られた結果の信頼性には十分な検討が必要となる。本発表では、第一原理計算と同等の精度で分子動力学の実行が可能となる、機械学習分子動力学法による二酸化トリウムの高温物性の解析を行った。

2. 手法

まず、二酸化トリウムに対し第一原理分子動力学計算を実施し、各ステップでの結晶構造とポテンシャルエネルギーから成るデーターセットを生成した。機械学習手法としては Behler-Parrinello のニューラルネットワーク(BPNN)を使用した。生成したデーターセットを用い BPNN を訓練することにより、与えられた結晶構造からポテンシャルエネルギーを出力する機械学習力場を作成した。機械学習力場用いた分子動力学計算を実行することにより、二酸化トリウムの熱物性を計算した。それぞれ、第一原理計算は vasp を、機械学習は n2p2 を、分子動力学計算は Lammps を使用した。

3. 結論

二酸化トリウムに機械学習分子動力学が第一原理計算と同等の精度を持つことを確認した（右図参照)。また、$6\times6\times6$セル(2592 原子)に対し、機械学習分子動力学を実行し、比熱、熱膨張率、Bredig 相転移温度を評価した。得られた物性値は実験値とよく一致した。得られた比熱はλピークを持ち、急激な比熱の増加を示すが、二酸化トリウムにおける酸素拡散の開始と比熱の急激な増加が対応していることを確認した。また、Bredig 相において拡散定数のアレニウス則からの逸脱が確認された。



エンタルピーの温度依存性。それぞれ、第一原理分子動力学(FPMD)、機械学習分子動力学(MLMD)、実験値(Bakker)の結果を表している。

*Keita Kobayashi[1], Masahiko Okumura[2], Hiroki Nakamura[2], Mitsuhiro Itakura[2], Masahiko Machida[2]
[1]RIST,[2]JAEA

機械学習分子動力学法によるコンクリート中セシウム拡散シミュレーション

Machine Learning Molecular Dynamics Simulations of Cesium Diffusion in Concrete

*奥村 雅彦[1]，小林 恵太[2]，中村 博樹[1]，板倉 充洋[1]，町田 昌彦[1]

[1]原子力機構，[2]RIST

福島第一原子力発電所の廃炉作業等において、大量の放射生成セシウムで汚染されたコンクリート廃材の処分が問題となると考えられる。本講演では、放射性セシウムのコンクリート汚染の原子レベルメカニズムについて、古典分子動力学法程度の低計算コストで第一原理計算並みの高精度評価が可能な機械学習分子動力学法によって評価した結果を報告する。

キーワード：機械学習、分子動力学法、セシウム、コンクリート

1. 背景と目的

福島第一原子力発電所の廃炉作業において、多量の放射性セシウム汚染コンクリート廃材の処分が必要となると予想される。放射性セシウムによるコンクリート汚染現象は、実験研究が主であり、シミュレーション研究が活発になってきたのはごく最近である。コンクリートにおけるセシウム拡散現象のシミュレーションは、固液界面を扱う必要があり、必然的に扱う原子数が多くなる。そのため、計算コストが低い古典分子動力学法が用いられるが、古典分子動力学法で用いられる原子間力ポテンシャルのほとんどは経験に基づいた方法で作られており、その精度は対象系に強く依存する。一方で、経験によらない高精度な「第一原理計算」手法が存在するが、計算コストが高いため、モデリングに多くの原子を必要とする固液界面の評価は難しい。そこで、我々は古典分子動力学法程度の低計算コストで第一原理計算並みの高精度評価が可能な機械学習分子動力学法を用いてコンクリート内のセシウム拡散を評価した。

2. シミュレーション

2-1. 対象系

本研究ではコンクリートのモデルとしてトベモライト9Å、11Å、14Åを採用した。さらに、トベモライト14Åの層間を広げて層間に水分子を増やして表面モデルを作成し、表面における

2-2. 方法

本研究では、第一原理計算コードVienna Ab initio Simulation Packageを用いて、上記の各モデルについて数万オーダーの学習セットを作成した。作成した学習セットについて、機械学習分子動力学法の公開パッケージ[2]を用いて学習し、分子動力学法コードLAMMPS[3]を用いて物理量を評価した。

2-3. 結果

作成した原子力間ポテンシャルはトベモライトの構造をよく再現することがわかった。他の物理量について、講演で詳細に報告する予定である。

参考文献

[1] G. Kresse and J. Hafner, Phys. Rev. B **47**, 558 (1993). [2] A. Singraber *et al*., J. Chem. Theo. Comp. **15**, 1827 (2019). [3] S. Plimpton, J. Comp. Phys. **117**, 1 (1995).

---

*Masahiko Okumura[1], Keita Kobayashi[2], Hiroki Nakamura[1], Mitsuhiro Itakura[1], and Masahiko Machida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Risearch Organization for Information Science and Technology

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

Wed. Sep 11, 2019 4:10 PM - 5:15 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 7:10 AM - 8:15 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[1K06-09] Safety and Reactor Analysis

Chair:Kenta Inagaki(CRIEPI)

4:10 PM - 4:25 PM JST | 7:10 AM - 7:25 AM UTC

[1K06] Effects of Mesh Size on Wrinkle Behavior of H_2-Air Premixed Flame inside of a Vessel: Numerical Simulations by using XiFoam

*Thwe Thwe Aung[1], Atsuhiko Terada[1], Ryutaro Hino[1], Satoshi Kadowaki[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nagaoka University of Technology)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1K07] Study on Level-2 PRA evaluation methods using phenomenological relationship diagram for fast reactors

(1)Applicability to ULOF event

*Tomoko Ishizu[1], Hiroki Watanabe[1], Satoshi Fujita[1], Masaaki Inoue[1] (1. NRA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1K08] A fast reactor core characteristics analysis by the correction-free detailed core calculation

*Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1K09] Examination of creation of fuel loading pattern applying Generative Adversarial Networks

*Sho Takano[1], Akira Konoma[1] (1. GNF-J)

5:10 PM - 5:15 PM JST | 8:10 AM - 8:15 AM UTC

Time reserved for Chair

Effects of Mesh Size on Wrinkle Behavior of H_2-Air Premixed Flame inside of a Vessel: Numerical Simulations by using XiFoam

*Thwe Thwe Aung[1], Atsuhiko Terada[1], Ryutaro Hino[1] and Satoshi Kadowaki[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nagaoka University of Technology.

Abstract Wrinkle behavior of H_2-air premixed flame inside of a vessel was numerically investigated with changing mesh size of 2.0mm to 0.625mm by using the open source code, XiFoam. When the mesh size was smaller, larger number of ignition cells was obtained and wrinkle flame formation was observed, and then flame temperature heightened and flame radius became large.

Keywords: H_2-air premixed flame, Wrinkle behavior, Numerical simulation, Mesh size, Flame temperature, Flame radius

1. Introduction

The awareness must be taken on the risk of hydrogen combustion and explosion due to contamination of hydrogen (H_2) generated by radiolysis of water inside of high-level radioactive waste vessels under the long-term storage. In hydrogen safety management, besides the experimental investigations, CFD approaches in predictions of flame propagation phenomena and characteristics are of important role. In this numerical simulation, XiFoam solver [1] was modified by adding a new laminar flame speed model deduced from experiment by Katsumi et al. [2]. It reproduced the propagation of H_2-air premixed flame, and we clarified the effects of mesh size on wrinkle behavior of flame front since choosing a mesh size appropriate for selected model is one of the important points in the numerical simulation.

2. Simulation Setup and Results

The parameters of premixed flame of H_2-air at their unity equivalence ratio obtained by the experiment [2] were introduced in numerical simulation, and meshes for three-dimensional one-eighth of a vessel (0.21m in each side) were generated with different mesh sizes of 2.0mm to 0.625mm. Total number of cells for largest and smallest mesh size were 1,157,625 and 37,933,056, respectively. Initial temperature and pressure were set to 298K and 101,325Pa, respectively. Figure 1 shows the temperature distributions of flame at t = 0.01s for mesh sizes of 2.0, 1.0 and 0.625mm. Figure 2 shows the maximum flame temperature and radius for different mesh sizes.

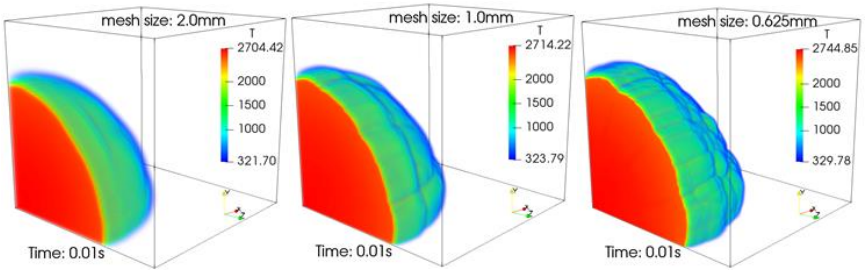


Fig 1. Temperature distributions of H_2-air flame at t = 0.01s.

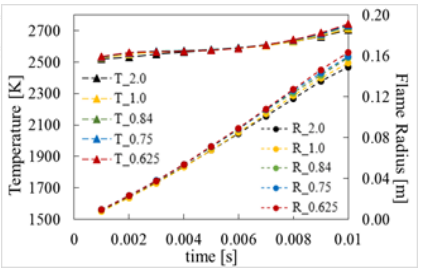


Fig 2. Flame temperature and radius.

3. Conclusion

The results showed that the mesh size should be equal to or less than 1.0mm to observe the wrinkle behavior of flame in which the flame characteristics such as temperature and radius for each mesh size were almost same at 0.003s to 0.006s in this model. After 0.006s, the flame front became more unstable due to intrinsic instabilities, and hence the flame temperature increased and flame radius became large. The wrinkle shape of flame front from the numerical simulation was similar to that from the experiment [2] when the mesh size became small.

References

[1] OpenFOAM User Guide v1712, https://openfoam.com/releases/openfoam-v1712/

[2] T. Katsumi et al., Journal of the Combustion Society of Japan, 2017, Vol. 59 No.189, pp. 210-215 (in Japanese)

現象相関ダイアグラムを用いた高速炉レベル 2PRA 評価手法の検討
(1) ULOF 事象への適用性検討

Study on Level-2 PRA evaluation methods using phenomenological relationship diagram for fast reactors
(1) Applicability to ULOF event

*石津　朋子[1]、渡辺　大貴[1]、藤田　哲史[1]、井上　正明[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

高速炉のレベル 2PRA 評価手法として、現象相関ダイアグラム(以下「PRD」という。)を用いた事故シナリオの定量化手法の検討を行っている。本報告では、炉心流量低下型スクラム失敗事象(以下「ULOF 事象」という。)の炉心物質再配置及び事故後除熱過程(以下「PAMR/PAHR」という。)への適用例について報告する。
キーワード：　高速炉、ULOF 事象、現象相関ダイアグラム、事故後除熱過程

１．はじめに　レベル 2PRA では、複雑な事象進展においても、結果を支配する因子の分岐条件及び分岐確率の設定はより客観性・説明性を持たせることが求められる。このため、原子力規制庁では、PRD を用いたシナリオの定量化手法を検討している。高速炉のレベル 2PRA では、事象進展に応じて炉心及び炉容器・1 次系構造の状態が時々刻々変化するうえ、再臨界が発生する場合には炉心状態が急激に変化するためシナリオを定量化することは難しいことが課題であるが、本報では ULOF 事象を対象に定量化を試みた。

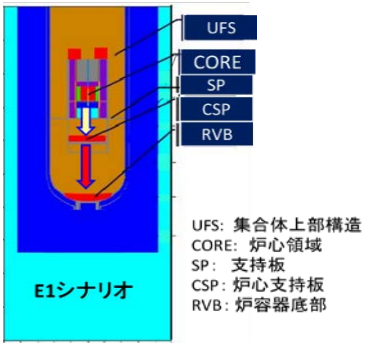


図１　炉心物質再配置シナリオの例

２．シナリオ定量化の検討実績　除熱失敗事象では、現象の変化や事象進展がほぼ連続的であるため、プラント動特性解析等の解析結果を PRD に適用し、シナリオを定量評価した実績がある[1]。一方、ULOF 事象では、再臨界が発生すると現象が急激に変化するため定量評価が難しい。しかし、既存の解析結果のデータベースに基づき支配因子の変化に対するエネルギー変化等に着目してエネルギー伝達因子に確率密度を与えて伝搬させることにより、評価可能な見通しである[2]。

３．PRD の ULOF 事象 PAMR/PAHR 過程への適用性検討　ここでは、典型的な高速炉を対象とした ULOF 事象の PAMR/PAHR 過程における試評価の例を説明する。図１は、再臨界発生後に炉心物質(デブリ)が炉心から炉心支持板、炉容器底部へ移行する挙動を示している。図２は、炉容器内保持の観点から重要となるデブリの安定冷却性を評価するための PRD を示す。それぞれの堆積場所に存在するデブリ質量に基づき、再臨界の発生などの核的現象に基づくデブリベッド冷却性をサブ PRD として下位展開して評価した（図中の Sub-PRD N)。同時に、デブリベッド形状やポロシティ等の支配因子の不確かさを考慮して、Lipinski [3]や Gabor ら[4]のドライアウト熱流束の実験相関式等を用い、熱流動現象に基づく冷却可能性をサブ PRD として下位展開し評価した（図中の Sub-PRD T)。これらの評価結果を演算することにより、それぞれの堆積場所でのデブリの安定冷却性の確率密度分布を評価した。評価結果は安定冷却性 S についてまとめ、S は以下のようにデブリベッドが安定冷却するまでの尤度として定義した。

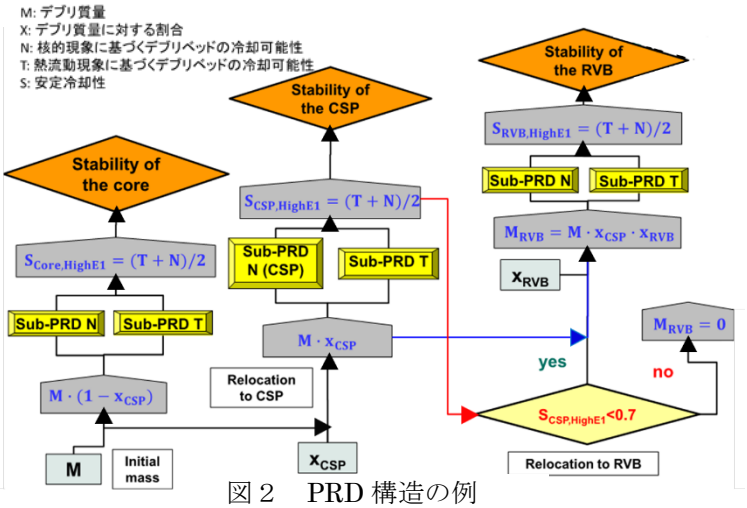


図２　PRD 構造の例

$$S = 1 - \left(\frac{H}{H_d}\right)$$

ここで H は熱流束、H_dはドライアウト熱流束を示している。試評価の結果、炉容器底部での安定冷却性の確率密度分布は、全体の約 50%で S が約 0.62～0.7 の値をとることが分かった。

４．まとめ　高速炉の ULOF 事象の PAMR/PAHR 過程を対象として、PRD を用いて安定冷却性の確率密度を定量化できる見通しを得た。

謝辞：本 PRD 評価において協力と貴重な助言をいただいた独国カールスルーエ工科大学の F. Gabrelli 氏、W. Maschek 氏、M. Flad 氏、C. Matzerath Boccaccini 氏、A. Rineiski 氏に謝意を表する。
参考文献 [1]09 原熱報-0010, 平成 26 年 1 月、[2]「高速炉に対する SA 対策の評価に関する研究」、RREP-2019-1003, 平成 31 年 3 月、[3] R.J. Lipinski, Nucl. Techn. 65, April 1984、[4] J.D. Gabor, et.al, Proc. Fast Reactor Safety Meeting, Beverly Hills, 1974.

*Tomoko Ishizu[1], Hiroki Watanabe[1], Satoshi Fujita[1], and Masaaki Inoue[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

補正計算を伴わない詳細炉心計算による高速炉核特性解析

A fast reactor core characteristics analysis by the correction-free detailed core calculation

*杉野 和輝[1]，大木 繁夫[1]

[1]日本原子力研究開発機構

キーワード：高速炉，補正，輸送理論，超微細群，非等方セルストリーミング効果

従来は基準計算に対する補正として考慮していた輸送理論や超微細群構造などの詳細な取り扱いを基準計算に取り入れた補正を伴わない詳細炉心計算とすることにより、連続エネルギーモンテカルロ法計算相当の高精度な計算結果を得ることができた。

1. 緒言

従来の高速炉の核特性解析手法では、非等方拡散計算結果を基準として、輸送理論補正や超微細群補正、必要に応じて 2 次元格子補正などを施すこととしている。また、補正後の計算結果には適用した補正の度合いに応じた不確かさが含まれるものとしている。

近年、シミュレーションにおけるモデリングの検証と妥当性評価と不確かさの定量化がますます重要視されており、解析手法の高精度化がより一層望まれている。

そのような要望に応える手段として、補正計算を伴わない詳細な手法を直接適用することが挙げられる。

2. 検討条件

Na プレナム付次世代高速炉炉心[1]の各部 Na ボイド反応度（炉心部: ＋5.6 $、Na プレナム部: －5.0 $、炉心部と Na プレナム部の双方: ゼロ）を検討対象とする。従来は、基準計算（1 次元多重リングモデル格子計算＋70 群炉心拡散計算）に対して、粗い条件下での計算により求めた表 1 に示す補正と、補正に応じた不確かさ（補正の 50%を暫定[2]）を考慮していた。それに対し、本検討では、補正により考慮していた取り扱い：非等方拡散係数、輸送理論、2 次元格子、超微細群構造、背景断面積効果[3]を全て基準計算に取り入れて補正なしとした 175 群の詳細炉心計算を新たに適用した。なお、輸送計算における非等方拡散係数の取り扱いは丸山によって考案された非等方セルストリーミング効果を取り扱う手法[4]を導入することにより対応させた。参照解は非均質モデルを用いた連続エネルギーモンテカルロ法により得た。

表1 従来法における補正

ボイド化領域	非等方拡散係数	輸送理論	2次元格子	超微細群構造	背景断面積
炉心部	-5	+7	+10	+4	-0
Naプレナム部	-17	+67	+1	-3	+4
上記の双方	-28	+87	+15	-0	+5

単位：¢

3. 検討結果

参照解に対する従来法と詳細計算の差異の比較を表 2 に示す。従来法と詳細計算共に参照解と良い一致を示している。なお、従来法の結果が詳細計算の結果とほぼ一致していることは、従来法における不確かさが統計的なものとしては過大である可能性を示唆している。

次に、計算時間の比較を表 3 に示す。格子計算は通常は繰り返し実行されることはないが、詳細計算では超微細群構造での 2 次元格子計算を適用するために膨大な時間を要している。また、炉心計算では、従来法と詳細計算共に輸送計算がほとんどあるいは全ての時間を占めているが、70 群と 175 群の違いにより、詳細計算では約 3 倍を要している。しかしながら、これらの計算コストの増加は補正を合理化する観点からは過大なインパクトではないと考える。

表2 参照解に対する差異の比較

ボイド化領域	従来法	詳細計算
炉心部	+4 ±7	+3
Naプレナム部	-6 ±35	-5
上記の双方	-3 ±46	-2

単位：¢

表3 計算時間の比較

項目	従来法	詳細計算
格子計算	1.3	109
炉心計算	24	72
摂動計算	0.2	0.7

単位：h （CPUのクロック周波数：4.5GHz）

4. 結言

補正計算を伴わない詳細な計算により、合理的な計算時間で連続エネルギーモンテカルロ法計算相当の高精度な計算結果を得ることができた。本手法は、特に補正の適用が困難である過渡解析の精度向上に有用である。

参考文献

[1] 杉野, 他, 原子力学会「2017 年秋の大会」, 2M22, [2] 横山, 他, JAEA-Research 2018-011,
[3] 杉野, 他, 原子力学会「2018 年秋の大会」, 3L12, [4] 丸山, 他, 原子力学会「2018 年春の年会」, 1F11.

*Kazuteru Sugino[1] and Shigeo Ohki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

敵対的生成ネットワークを適用した燃料装荷パターン作成の検討

Examination of creation of fuel loading pattern applying Generative Adversarial Networks

*高野 渉[1], 木間 暁[1]

[1]GNF-J

深層学習のアルゴリズムである敵対的生成ネットワーク(Generative Adversarial Networks, GAN)を ABWR の炉心設計に適用した。GAN によって、最適な炉心特性となる燃料装荷パターンの作成が可能か検討を行った。

キーワード：敵対的生成ネットワーク、深層学習、燃料装荷パターン、ABWR

1. 緒言

原子炉の運転では、1 サイクル毎に最適な燃料装荷パターンを設計し、核的・熱的な運転目標を満足させる必要がある。過去にはメタヒューリスティックな方法に基づいて最適な設計が試みられているが、近年ニューラルネットワーク(NN)が様々な分野で用いられており、その中の敵対的生成ネットワークを ABWR の設計に適用し、燃料装荷パターンの最適化に資するかを検討した。

2. GAN モデル

2-1. モデル概要

炉心に含まれる燃料のバンドル平均無限増倍率(BKinf)を入力、炉心特性を出力とした NN である識別器と、ノイズを入力、装荷位置確率分布マップ(POS)を出力とした生成器からなる GAN を構築した(図 1)。炉心特性は余剰反応度と炉心中央付近の(16, 16)位置バンドルの径方向相対出力とし、それぞれについて識別器を構築した。識別器は炉心シミュレータ AETNA[1]の特性評価結果を教師データとし、識別器の学習完了後、炉心特性が最適となるように生成器の学習を進めた。

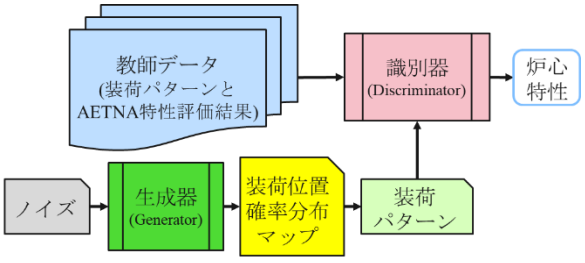


図 1　GAN モデル

2-2. 装荷位置確率分布マップ

生成器の出力である POS は図 2 に示すように、装荷される燃料それぞれについて、ABWR 1/4 炉心の 218 個の燃料位置に対しての確率分布を表す。確率分布は燃料毎にソフトマックス関数で規格化した。各装荷位置について最も値の大きい燃料を当該位置に装荷し、装荷パターンを作成した。

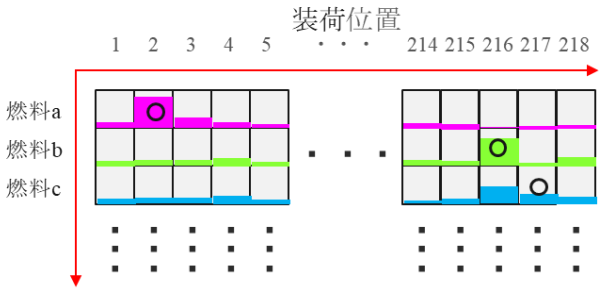


図 2　装荷位置確率分布マップ模式図

2-3. 生成器の学習

装荷位置 m について、識別器の誤差逆伝搬によって炉心特性に対する BKinf の偏微分 $\delta^{D}(m)$を評価した。$\delta^{D}(m)$の絶対値が大きい場合に、燃料 n、装荷位置 m の装荷位置確率の炉心特性に対する偏微分$\delta(n,m)$も正の値で大きくなるように設定した。これにより燃料 n が装荷位置 m に装荷されることが抑制される(抑制効果)。さらに、$\delta^{D}(m)>0$、つまり装荷位置 m の BKinf がより小さいほうが炉心特性が向上する場合、燃料 n よりも BKinf が小さい燃料 l について $\delta(l, m)$に負側のバイアスを加え、BKinf が大きい燃料について正側のバイアスを加えた(推奨効果、$\delta^{D}(m)<0$ についても同様)。全燃料について評価された $\delta(n,m)$を基に、生成器の誤差逆伝搬によって学習を実施した。

3. 最適装荷パターンの作成

余剰反応度 6 %dk、(16,16)バンドル径方向相対出力 1.3 を目標とし、装荷パターンの最適化を実施した。代表的にノイズ 4 セットについて生成器の学習過程の推移を図 3 に示す。炉心特性が向上するように生成器を学習させた結果、教師データの範囲を超えて、余剰反応度が 5 %dk 弱、相対出力が約 1.3 となる装荷パターンを作成することができた。

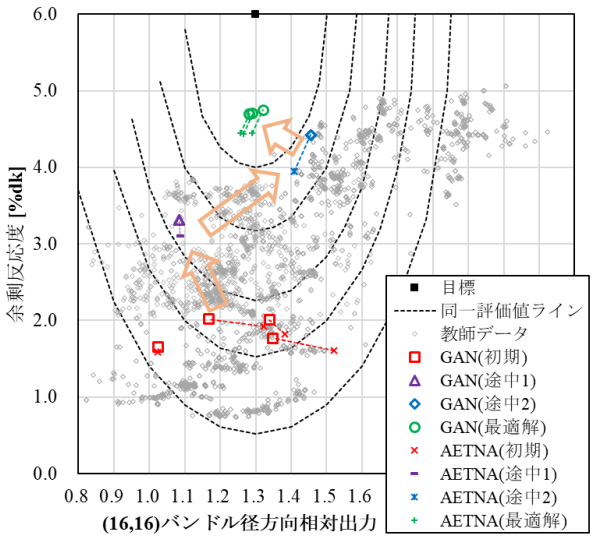


図 3　炉心特性の最適化

4. 結論と今後の予定

ABWR を対象に、GAN を用いて炉心特性の最適化を実施し、教師データの範囲を超えた最適化が実施できることを確認した。今後は、NN による予測精度を向上させた上で、その他炉心特性への拡張を実施する。

参考文献

[1] GNF-J　“炉心核熱水力特性解析システム　システム全般”, GLR-005 システム編, 2015 年 4 月

*Sho Takano[1] and Akira Konoma[1]　　[1]GNF-J

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:10 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 5:45 AM - 7:10 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[1L01-05] Blanket, Divertor

Chair:Shinji Ebara(Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1L01] Study on characteristic change of liquid Li by suspending metallic nanoparticles
(1)Selection of nanoparticles and Measurement of hydrogen release from liquid Li

*Kenya Takiwaki[1], Fumihisa Kano[1], Nobuhisa Takezawa[1], Kazuki Takahashi[1], Juro Yagi[2] (1. TOSHIBA ESS, 2. Kyoto Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1L02] Study on characteristic change of liquid Li by suspending metallic nanoparticles
(2)The wettability evaluation of liquid Li with suspended metallic nanoparticles

*Eiji Hoashi[1], Yoshiki Kanemitsu[1], Takafumi Okita[1], Kenya Takiwaki[2], Fumihisa Kano[2] (1. Osaka Univ., 2. TOSHIBA ESS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1L03] Electromagnetic force on TBM with different shape

*Wenhai Guan[1], Hyoseong Gwon[1], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1], Yoshinori Kawamura[1] (1. QST)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1L04] Neutronic evaluation of the blanket systems using molten salts dissolving functional materials to improve design margin

*Hiroki Shishido[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1L05] Investigation of sintering additives of NITE SiC aiming to the application for advanced diverter Systems

*Ryoichi Sugimoto[1], Naofumi Nakazato[1], Hirotatsu kisimoto[1] (1. Muroran Inst. of Tech.)

4:00 PM - 4:10 PM JST | 7:00 AM - 7:10 AM UTC

Time reserved for Chair

ナノ粒子分散による液体 Li の特性変化に関する研究
（1）ナノ粒子の選定と水素放出特性評価

Study on characteristic change of liquid Li by suspending metallic nanoparticles

（1）Selection of nanoparticles and Measurement of hydrogen release from liquid Li

*滝脇 賢也[1]，鹿野 文寿[1]，竹澤 伸久[1]，高橋 和希[1]，八木 重郎[2]

[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]京都大学

核融合中性子源でターゲットに用いられる液体 Li では、ビームによって入射される重水素と核反応で生成するトリチウムを継続的に除去する必要がある。今回、液体 Li の化学特性を変化させ、水素同位体の除去効率を向上させる方法の一つとして、液体 Li へナノ粒子（W ナノ粒子・Cu ナノ粒子）を添加することを試みた。ナノ粒子添加後の液体 Li からの水素放出特性を評価したところ、水素放出温度が低下したことを確認した。

キーワード：ナノ粒子，リチウム，水素，中性子源

1. 緒言

加速器型の中性子源ではビームをターゲットに打ち込み、核反応により中性子を生成する。ターゲットとして液体 Li を用いる場合、ビームからの重水素と核反応により生成するトリチウムが Li 中に溶解するため、これらを継続的に除去する必要がある。水素同位体の除去効率を向上させるため、Li と合金を形成しない金属をナノ粒子として添加し、化学特性を変化させることを検討した。

2. 解析によるナノ粒子金属の選定と評価

液体 Li 中でナノ粒子が安定に分散するには以下の 2 条件が必要である。

・Li との結合エネルギーが大きいこと

・Li への電荷移行量が大きいこと（液体 Li 中での再凝集抑制のため）

Li と合金を形成しにくい 13 種の金属を一次選定し、これらについて密度汎関数法による解析を行うことで、上記を満足するナノ粒子金属として W と Cu を選定した。

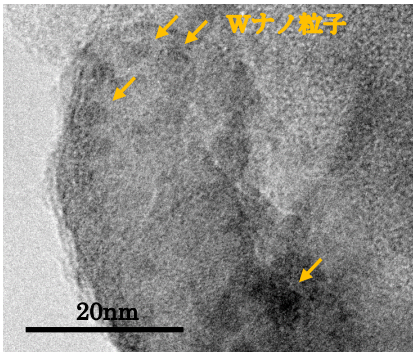


図 1 試料の TEM 観察写真
(Li 中に分散した W ナノ粒子)

3. 水素放出特性の測定

液体 Li へ W と Cu の各ナノ粒子（φ200nm 以下、3wt%）を添加した。図 1 には、W ナノ粒子を添加した際の TEM 観察を示す。ナノ粒子が Li 中に分散した状態であることが確認された。

W および Cu ナノ粒子を分散させた試料を 200℃に昇温し、これに水素ガスを導入して 30 分間吸収させた後、1℃／分の昇温速度で 650℃まで昇温した。昇温時の気相を四重極質量分析計にて測定し、昇温に伴って試料から水素が放出される挙動を評価した。図 2 に、各試料における水素放出の検出温度を示す。液体 Li にナノ粒子を添加した場合、水素放出開始温度が 90~150℃程度低下する結果が得られた。

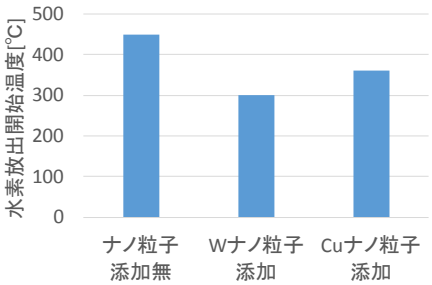


図 2　Li からの水素放出の
検出開始温度の比較

4. 結論

核融合中性子源でターゲットに用いられる液体 Li について、ナノ粒子を添加することで水素除去効率が向上する可能性が示唆された。今後、ナノ粒子添加後の基礎物性の評価や、ナノ粒子の粒径による影響の評価を検討していく。

*Kenya Takiwaki[1], Fumihisa Kano[1], Nobuhisa Takezawa[1], Kazuki Takahashi[1] and Juro Yagi[2]

[1] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Kyoto Univ.

ナノ粒子分散による液体 Li の特性変化に関する研究
（2）ナノ粒子分散 Li の濡れ性評価

Study on Characteristic Change of Liquid Li by Suspending Metallic Nanoparticles
(2) The Wettability Evaluation of Liquid Li with Suspended Metallic Nanoparticles

*帆足 英二[1]，兼光 美樹[1]，沖田 隆文[1]，滝脇 賢也[2]，鹿野 文寿[2]
[1]大阪大学，[2]東芝エネルギーシステムズ

Li は加速器型中性子源におけるビームターゲットや核融合炉ブランケットとしての利用が検討されているが、反応性の高さが事故時のリスクとして懸念されている。そこで本研究では Na で反応性の抑制が確認されたナノ粒子分散効果を Li で評価するため、まずは金属ナノ粒子分散 Li と純 Li で接触角評価を実施した。

キーワード：核融合中性子源，液体金属ブランケット，液体リチウム，金属ナノ粒子

1. 緒言

Li は加速器型中性子源におけるビームターゲットや核融合炉ブランケットとしての利用が検討されているが、反応性の高さが事故時のリスクとして懸念されている。同様の特性を持つ Na は既に研究が進められており、ナノ粒子分散により反応性が抑制、加えて表面張力や粘性係数の変化も報告されている[1,2]。そこで本研究では、同様の効果が Li にも期待できると考え、ナノ粒子分散 Li の基礎特性を得ることを目的とする。金属ナノ粒子分散 Li と純 Li で低放射化フェライト鋼 F82H と SUS304 に対する接触角の計測を実施した。

2. 実験手法

ナノ粒子としては、量子化学計算によるスクリーニングからタングステン（W）と銅（Cu）を選定、W を 3、6 wt%、Cu を 3 wt%含有させた Li サンプルを作成した。プレートヒーターに F82H 及び SUS304 板を設置、その上に純 Li とナノ粒子分散 Li を置き、ヒーターで加熱、溶融させて液滴状態となったところで撮影し、画像解析から温度毎で接触角を計測した。実験はグローブボックス内で Ar 雰囲気、1 気圧下で実施した。

3. 結果と考察

F82H を用いた接触角計測結果を Fig.1 に、F82H と SUS304 を用いた接触角計測結果を Fig.2 に示す。Fig.1 は純 Li との比を示している。データにバラつきはあるものの、総じて W ナノ粒子分散 Li の方が純 Li より接触角が小さい。一方、Cu ナノ粒子分散 Li については、多くの点で 1 を超えている。これは Cu の分散で表面張力が大きくなった結果と考えられる。また、Fig.2 より 300℃以上の高温域ではナノ粒子分散 Li の方が概ね濡れ性が良くなったが、材料による有意な差はなかった。

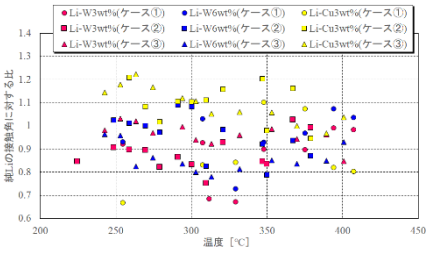


Fig.1 Contact angle with F82H

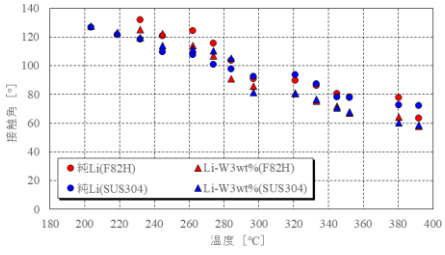


Fig.2 Comparison of F82H and SS304

4. 結論

ナノ粒子分散 Li の特性評価の一環として F82H 及び SUS304 に対する接触角を計測、純 Li と比較を行った。ナノ粒子分散 Li は純 Li よりも濡れ性が良くなるが、材料による有意な差は見られなかった。

参考文献

[1] 荒 邦章,「ナノ粒子分散ナトリウムの高速炉への適用化技術の開発」（H22～H24 原子力システム開発事業）
[2] 荒 邦章,「ナノ粒子分散ナトリウムによる高速炉の安全性向上技術の開発」（H25～H28 原子力科学技術・人材育成推進事業）

*Eiji Hoashi[1], Yoshiki Kanemitsu[1], Takafumi Okita[1], Kenya Takiwaki[2] and Fumihisa Kano[2]
[1]Osaka Univ., [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

形状の異なる TBM に生じる電磁力

Electromagnetic force on TBM with different shape

*管　文海[1]，権　暁星[1]，谷川　尚[1]，廣瀬　貴規[1]，河村　繕範[1]
[1]量研

ITER に設置する TBM にはプラズマディスラプションに起因する電磁力が負荷されるため、その評価が重要な課題の一つである。本研究では、量研が開発した箱型と円筒型の TBM を対象とし、筐体に生じる電磁力を評価した。円筒型筐体に生じる電磁力は箱型より小さいことを明らかにし、構造健全性を確認した。

キーワード：Induced current, Magnetic flux density, Lorentz force, F82H, Structural integrity

1. 緒言

開発している固体増殖水冷却方式の TBM について、筐体内での配管破損を想定した場合の耐圧性とトリチウム増殖性能の両立を考慮して、筐体の形状を箱型から円筒型へ変更した。本研究では、円筒型 TBM に生じる電磁力を解析し、電流と磁束密度の時間変化とその分布に注目しつつ、形状と寸法の変更が電磁力に及ぼす影響について検討する。さらに、電磁力が負荷された筐体の構造健全性を評価する。

2.解析

ITER 機構が提供する 3 次元 20° セクター標準モデルの水平ポート内に、箱型と円筒型 TBM を含むポートプラグと、ポートとポートプラグ間の空間メッシュを組み込んだ。TBM の構造材料である F82H の非線形磁気(B-H)特性を考慮し、筐体内の配管と増殖・増倍材料の充填体は存在比を考慮した電気抵抗率を有する混合物としてモデル化した。ITER 機構が指定した Exponential (16 ms) major disruptions に相当する条件を適用した。また、トロイダル方向以外には真空容器の外側に十分大きな空気領域と対称境界を設け、水平ポートのフレーム後方の電位を 0 にした。プラズマ電流の消滅により筐体に生じる電磁力の時間変化を有限要素解析コード ANSYS/EMAG により評価した。

3. 結果

計算した箱型と円筒型 TBM に生じる電磁力の時間変化を図 1 に示す。プラズマ電流の変化に伴い、どちらの形状においても、ラジアル軸にプラズマ側へ引き抜く方向に最も大きな電磁力が生じている。箱型に比べて円筒型に生じる電磁力は小さい。厚肉の一体構造を有する箱型には大きな誘導電流が生じる一方で、薄肉で分離している円筒型に生じる誘導電流は小さいためだと理解される。箱型から円筒型への形状変更は、生じる電磁力を低減する面でも有効であることが確認できる。講演では、電流と磁束密度の時間変化とその分布の理解に基づき、形状と寸法の違いが電磁力に及ぼす影響についてさらに検討する。また、電磁力を負荷した TBM における応力分布に基づき、構造健全性を検討した結果についても報告する。

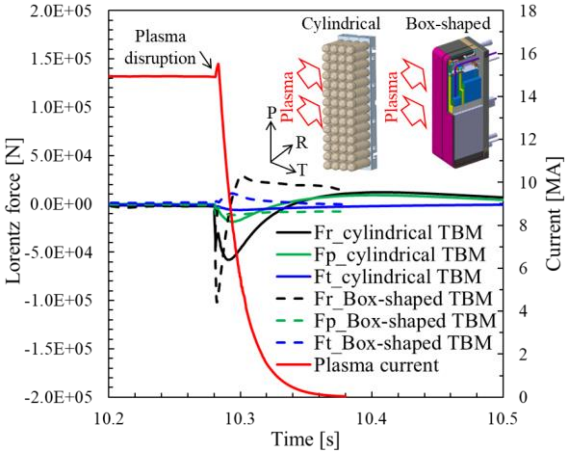


図 1、箱型と円筒型 TBM の電磁力履歴

*Wenhai Guan[1], Hyoseong Gwon[1], Hisashi Tanigawa[1], Takanori Hirose[1] and Yoshinori Kawamura[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

設計余裕度向上のための機能材料添加溶融塩ブランケットの核的特性評価

Neutronic Evaluation of the Blanket System Using Molten Salts Dissolving Functional Materials to Improve Design Margin

*宍戸 博紀[1]，橋爪 秀利[1]

[1]東北大学

本研究では，ブランケット増殖材 Flinabe に対し Li 化合物を溶解させることで TBR を上昇させ，溶融塩ブランケットの成立性向上の可能性を検討するために，中性子輸送解析による核的特性評価を実施した．

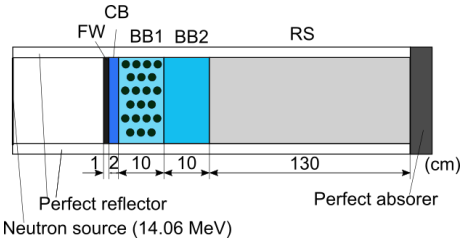
キーワード：液体ブランケット，ヘリカル型核融合炉，中性子輸送解析，モンテカルロ法，Flinabe

1. 背景

溶融塩 Flinabe ($LiF–NaF–BeF_2$) はヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 の自己冷却式ブランケット材として提案されている[1]．しかし，Flinabe はプラントル数が非常に大となる可能性が報告されており[2]，第一壁冷却が極めて困難となることが懸念される．一方で，自己冷却式ではなく第一壁用の冷却材として別流体を用いる場合，ブランケット領域は極めて限られるために増殖材 Flinabe の流動領域が減少する．結果として，十分なトリチウム増殖比 (TBR) を得るために設計要件が厳しくなり，既存の設計案へ大きく影響する可能性がある．よって，本研究では Flinabe へ Li 化合物を溶解させることを検討し，当該溶融塩における TBR 向上の可能性について評価する．

2. 数値解析手法

図 1 に FFHR-d1 のブランケットを模擬した解析体系を示す．各層の構成材料および厚さ等は先行研究[3]を参照している．第一壁冷却材として He ガス (50 気圧) を流動させており，増殖領域は Flinabe ($LiF–NaF–BeF_2$ = 31–31–38 mol%) に加え，Li 化合物 ($Li_2B_4O_7$，Li_3AlF_6) を溶解させた均質材料を想定している．なお共存性の観点から，BeF_2 と反応して Li 化合物から LiF が生成されないと予想されるものを標準生成ギブズエネルギーに基づき選定している．評価においてはモンテカルロ法中性子輸送計算コード MVP-2.0，及び断面積ライブラリ JENDL4.0 を使用した．



Zone	Material	vol.%
FW	Ferritic steel	100
CB	He gas (50 atm)	90
	Ferritic steel	10
BB1	Flinabe+Li compounds	36
	Be	54
	Ferritic steel	10
BB2	Flinabe+Li compounds	90
	Ferritic steel	10
RS	Ferritic steel	70
	B_4C	30

図 1 数値解析体系

3. 数値解析結果

図 2 に Li 化合物の溶解度に対する TBR の計算結果を示す．添加した $Li_2B_4O_7$，Li_3AlF_6 の密度は比較的高く，また含有する他核種の中性子吸収断面積が大きくないことから，当該化合物の添加により TBR 向上が期待できる結果が得られた．一方で，本体系において TBR は 1 未満であり，設計成立性の向上のためにはより TBR を大とする必要がある．また，Flinabe 中の Li 化合物の溶解度や共存性について更なる評価が必要である．その他の増殖材および冷却材等の組合せによる検討結果を当日報告する．

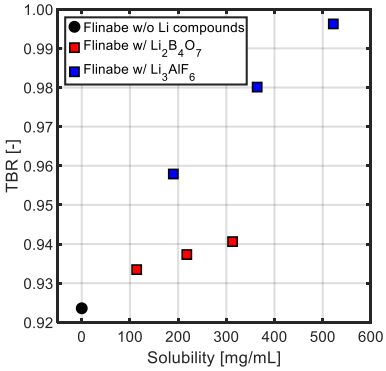


図 2 Li 化合物添加による TBR 計算結果

参考文献

[1] A. Sagara et al., Fusion Eng. Des. 89, 2214-2120, 2014.

[2] H. Shishido et al., Fusion Sci. Technol., 72, 382-388, 2017. [3] T. Tanaka et al., Plasma Fusion Res., 7, 2405132, 2012.

---

*Hiroki Shishido[1] and Hidetoshi Hashizume[1]

[1]Tohoku Univ.

NITE 法 SiC/SiC 複合材料のマトリックス形成のための焼結助剤の検討

Investigation of sintering additives for SiC matrix formation of NITE-SiC / SiC composites

*杉本 凌一[1], 中里 直史[1], 岸本 弘立[1]
[1]室蘭工業大学

本研究では様々な化合物について、SiC 焼結における焼結助剤としての可能性を検討し、作製した SiC セラミックスの基本特性及び熱伝導率の評価を行う。

キーワード：SiC/SiC **複合材料** 1,**ダイバータ** 2, **焼結助剤** 3,

1. 緒言

核融合炉における先進ダイバータ概念の 1 つとして、構造材料に SiC/SiC 複合材料、プラズマ対向壁にタングステン（W）を用いる概念が考えられている。この概念を成立させるためには、SiC/SiC 複合材料自体と、W と SiC/SiC 複合材料の接合界面部の熱伝導率の向上が重要となる。本研究で用いる NITE 法での液相焼結には酸化物系焼結助剤を用いているが、酸化物は概ね熱伝導度が小さいことから、SiC マトリックス中に助剤が残存することで熱伝導率が低下する懸念がある。熱特性に優れる SiC マトリックスの作製方針として、現段階では酸化物相形成の抑制を狙って酸化物系助剤の添加量を低減する方法と、熱特性に優れた化合物を焼結助剤に用いる方法を考えている。本研究では W/SiC/SiC 接合材の熱特性の向上を最終目的とし、まずは酸化物系助剤の添加量の低減を狙い、様々な化合物を対象とした SiC 焼結における焼結助剤としての可能性を検討し、作製した SiC セラミックスの基本特性及び熱伝導率の評価を行う。

2. 実験

SiC ナノ粉末 6.0g に対し、焼結助剤として用いる化合物（$ZrSi_2$,$MoSi_2$,$TiSi_2$,$TaSi_2$,$CrSi_2$）を 10 wt%混合し、有機溶媒を加えてスラリーを作製した。スラリーを乾燥させ顆粒状にし、粉砕後、ホットプレスによる焼結を行った。焼結条件は温度 1870℃、圧力 20 MPa、保持時間 1.5h、Ar 雰囲気である。焼結体の評価として、アルキメデス法による密度測定、走査型電子顕微鏡(SEM) による微細組織観察、レーザーフラッシュ法による室温での熱伝導率測定を行った。

3. 結果

本稿では焼結助剤として $ZrSi_2$ を用いた結果について述べる。$ZrSi_2$ においては単独添加と酸化物系焼結助剤である Al_2O_3 との複合添加を検討した。アルキメデス法による密度測定の結果、$ZrSi_2$ を単独添加した試料の相対密度は 50%程度であり、緻密性が低い。一方で、Al_2O_3 と $ZrSi_2$ を複合添加した試料（Al_2O_3: $ZrSi_2$ = 6 : 4）の相対密度は 90%程度と高い緻密性が得られた。

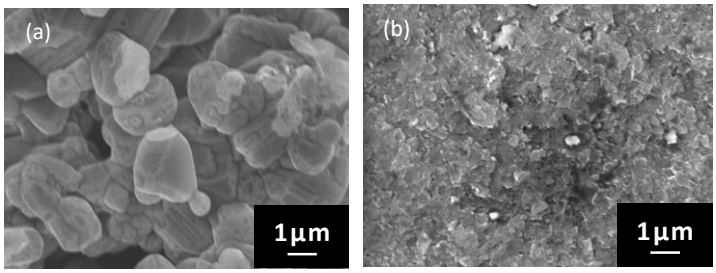


図 1.SiC セラミックス破断面の SEM 観察結果
(a) $ZrSi_2$-10wt%　(b) Al_2O_3-6wt%+$ZrSi_2$-4wt%

図 1 に SEM による単独添加及び複合添加試料の破断面の微細組織観察結果を示す。単独添加試料では所々で SiC 粒子同士の結合が観察されるものの、空隙が多く、組織観察からも緻密性が低いことが伺える。一方、複合添加試料では単独添加試料で観察されたサイズの空隙は見られず、緻密な組織を有している。また、SiC 結晶粒径は単独添加試料と比較して微細である。これまでに用いてきた NITE 法の焼結助剤は Al_2O_3-Y_2O_3 系であるが、Y_2O_3 を珪化物である $ZrSi_2$ に置き換えても、相対密度 90%程度の焼結体を作製可能なことから、焼結助剤中の酸化物量を低減できる可能性が示唆された。発表では $ZrSi_2$ 以外の化合物を添加して作製した SiC セラミックスの基本特性に加え、レーザーフラッシュ法による熱伝導率の評価についても報告する。

*Ryoichi Sugimoto[1], Naofumi Nakazato[1], Hirotatsu Kishimoto[1]
[1]Muroran Institute of Technology.,

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-5 Fusion Neutronics

Wed. Sep 11, 2019 4:10 PM - 5:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 7:10 AM - 8:00 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[1L06-08] Fusion Neutron Engineering

Chair:Makoto Oyaidzu(QST)

4:10 PM - 4:25 PM JST | 7:10 AM - 7:25 AM UTC

[1L06] Structural design of irradiation test modules of Advanced Fusion Neutron Source (A-FNS)

*Satoshi Sato[1], Makoto Nakamura[1], Mitsuhiro Maida[2], ChangHo Park[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1], Atsushi Kasugai[1] (1. QST, 2. TOSHIBA ESS)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1L07] Nitrogen Concentration Dependence of Corrosion of SS316L in Liquid Lithium

*Takuma Higashi[1], Taichi Koyama[1], Takayuki Terai[1], Juro Yagi[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. Kyoto Univ.)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1L08] Measurements of fusion neutrons using neutron imaging plate with removal of gamma-ray effect

*Yasuyuki Ogino[1], Makoto Kobayashi[2,3], Keisuke Mukai[4], Juro Yagi[4], Satoshi Konishi[4], Takeo Nishitani[2], Kunihiro Ogawa[2,3], Mitsutaka Isobe[2,3] (1. Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., 2. NIFS, 3. SOKENDAI, 4. Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:00 PM JST | 7:55 AM - 8:00 AM UTC

Time reserved for Chair

核融合中性子源(A-FNS)照射試験モジュール構造設計

Structural design of irradiation test modules of Advanced Fusion Neutron Source (A-FNS)

*佐藤 聡[1]，中村 誠[1]，毎田 充宏[2]，朴 昶虎[1]，権 セロム[1]，太田 雅之[1]，春日井 敦[1]
[1]QST，[2]東芝エネルギーシステムズ

核融合中性子源 A-FNS 照射試験モジュールの概念設計を行い、遠隔操作による照射キャプセル交換を考慮した照射試験モジュールの構造設計を行った。照射試験モジュール交換時には、試験セル側壁内に設置する遮蔽プラグと一体化して水平方向に引き抜く。照射試験モジュールの構造及び交換方法の基本概念を確立した。

キーワード：核融合中性子源，A-FNS，試験モジュール，照射試験，ブランケット，遠隔操作

1. 緒言

QST 六ヶ所研にて、核融合中性子源(A-FNS)照射試験モジュールの概念設計を行っている。A-FNS では、40MeV/125mA の重陽子ビームと液体リチウムターゲットとの核反応により、14MeV 近傍にピークを有する線源強度 6.8×10^{16}n/s の中性子を発生させる。照射試験セルにターゲット及び照射試験モジュールを設置し、核融合材料照射試験を行う。照射試験モジュールは試験セル水平方向の側壁に設置する遮蔽プラグと接続し、照射試験モジュール交換時には、遮蔽プラグと一体化して水平方向に引き抜く。遠隔操作による照射キャプセル交換を考慮した照射試験モジュールの構造設計及び遠隔操作による交換方法の概念検討を行った。

2. 照射試験モジュール構造設計

照射試験モジュールはレーストラック型の照射容器、ヘリウムガス配管、計装線、支持架台、接続構造体から構成している。図 1 に照射容器の内部構造を示す。照射容器中に微小試験片を装填した円筒型キャプセルを設置する。円筒型キャプセルは、ハニカム型容器に設置する。ヘリウムガス配管を照射容器に接続し、ハニカム型容器と円筒型キャプセル間にヘリムガスを流す。ヘリウムガス配管及び計装線は、試験セル内での遠隔操作による接続は行わず、遮蔽プラグを貫通させる。照射試験モジュールは遮蔽プラグと接続した片持ち構造である。

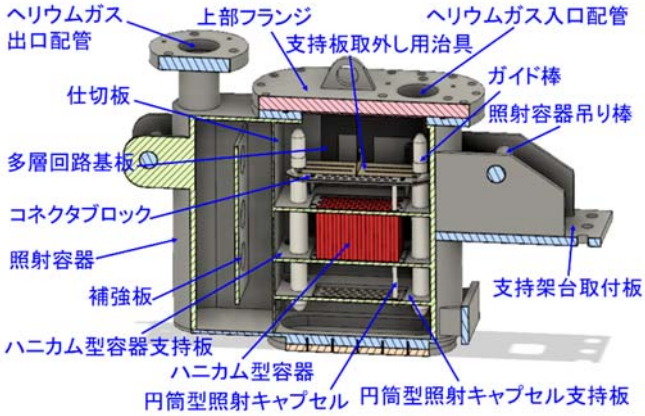


図 1　照射試験モジュール内部構造

3. 照射試験モジュール交換方法

照射試験モジュールの交換は、アクセスセル内で配管及び計装線を切断後、試験セル側壁の遮蔽プラグと試験モジュールを一体化した状態で自由度のあるアクセスセルへ移動し、照射試験モジュールを遠隔で着脱する。試験セル内での配管及び計装線の切断は実施しない。移動後、ヘリウムガス配管及び上部フランジを取り外し、キャプセルを垂直方向に引き抜く。キャプセル内の試験片を照射後試験施設に搬送し、引張試験等を行う。遠隔操作による交換を考慮した照射試験モジュール構造及び交換方法の基本概念を確立した。

---

*Satoshi Sato[1], Makoto Nakamura[1], Mitsuhiro Maida[2], ChangHo Park[1], Saerom Kwon[1], Masayuki Ohta[1] and Atsushi Kasugai[1]
[1]QST, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions.

液体リチウム中 SUS316L 腐食の窒素濃度依存性

Nitrogen Concentration Dependence of Corrosion of SS316L in Liquid Lithium

*東　拓真[1]，小山 大地[1]，寺井 隆幸[1]，八木 重郎[2]

[1]東京大学，[2]京都大学

IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility)のリチウムループ構造材候補材である SUS316L の液体リチウム浸漬試験によって、リチウム中の SUS316L の腐食における重量減損量と窒素濃度はほぼ線形の関係にあることが示された。また、腐食状態は窒素濃度領域ごとに異なる状態を示すことがわかった。

キーワード：IFMIF，液体リチウム，SUS316L，腐食，窒素濃度

1. 背景

IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility) は材料に対する中性子照射による特性変化を評価するため、核融合炉に匹敵する高強度で炉環境の模擬を目的として開発されている重水素-リチウム (D-Li) ストリッピング反応を用いた加速器駆動型の中性子照射施設である。IFMIF のリチウムループ構造材はオーステナイト系ステンレス SUS316L 候補材とされており、防食の観点からリチウム中窒素濃度を 10 wt.ppm 以下とするよう目標値が設定されている[1][2]。しかしながら、この 10 wt.ppm という数値には学術的根拠がなく、液体リチウム中の SUS316L 腐食の窒素濃度依存性についても未だ知見はない。以上の背景から、本研究ではリチウム中のオーステナイト系ステンレス鋼 SUS316L の腐食を研究対象とし、SUS316L の静置腐食試験を通じて、リチウム中の SUS316L の腐食の窒素濃度依存性を明らかにし、その腐食機構について調べることを目的とした。

2. 腐食試験、結果

窒素濃度を調整した液体リチウムへ SUS316L 試験片を浸漬させることで腐食試験を実施した。その結果、重量減損とリチウム中窒素濃度はほぼ線形関係にあることがわかった。また、各窒素濃度における腐食試験後の試験片について SEM/EDX および XPS を用いて表面の分析を実施した結果、窒素濃度の違いによって異なる腐食挙動を示していた。浸漬後リチウムの ICP-MS 分析では、リチウムに溶解した鉄、クロム、ニッケルの濃度の比はリチウム中におけるそれぞれの溶解度の比に従っていないことが明らかになった。

3. 結論

本研究ではリチウム中 SUS316L の腐食の窒素濃度依存性を明らかにし、その腐食機構について調べることを目的とし複数の窒素濃度条件において SUS316L のリチウム中での腐食試験を実施した。その結果、リチウム中 SUS316L の腐食の窒素濃度依存性について窒素濃度が高いほど SUS316L 腐食の速度は大きく、窒素濃度が 20 から 450 wt.ppm 程度の領域では重量減損量と窒素濃度はほぼ線形の関係を示すことが明らかにされた。

参考文献

[1] H. Nakamura et al., Journal of Nuclear Materials Vol.329, p.202, (2004).

[2] R. J. Schlager et al., Nuclear Technology, Vol. 29, pp.94-97, (1976).

---

*Takuma Higashi[1], Taichi Koyama[1], Takayuki Terai[1] and Juro Yagi[2]

[1]The University of Tokyo, [2]Kyoto University

中性子イメージングプレートのガンマ線影響除去による核融合中性子フルエンスの計測

Measurements of fusion neutrons using neutron imaging plate with removal of gamma-ray effect

*荻野 靖之[1]，小林 真[2,3]，向井 啓祐[4]，八木 重郎[4]，小西 哲之[4]，西谷 健夫[2]，小川国大[2,3]，磯部 光孝[2,3]

[1]京都大学エネルギー科学研究科，[2]核融合科学研究所，[3]総研大，[4]京都大学エネルギー理工学研究所

本研究では、イメージングプレート(IP)、および中性子イメージングプレート(NIP)を組み合わせた核融合中性子計測手法を検討した。中性子が発生する環境において IP および NIP を用いた計測を行い、その差分から中性子による影響を取り出す方法を、^{252}Cf 中性子源および LHD 重水素実験の際に気送管を用いて検証した。

キーワード：ブランケット、中性子計測、イメージングプレート、LHD

1. 緒言

核融合炉の増殖ブランケット開発においては、中性子場におけるブランケット体系内部の中性子空間分布およびトリチウム増殖性能を評価する必要がある。現在は中性子輸送計算に依るところが大きく、実際のブランケット体系の測定法として ITER/TBM でも計画されているのは気送管であり、特に分布については例がない。本研究では、中性子分布を評価する手法の一つとしてイメージングプレート(IP)およびコンバータとしてガドリニウムを含有する中性子イメージングプレート(NIP)を用いた計測手法を検証した。ガドリニウムは熱中性子に対して特に感度があるが、本研究では熱中性子から高速中性子にかけてエネルギースペクトルが広範に及ぶ環境にて実験を行った。

2. 中性子イメージングプレートによる実験

2-1. ^{137}Cs 標準線源によるガンマ線に対する感度校正

中性子計測を行うための準備として、^{137}Cs 標準線源を用い、ガンマ線感度の異なる IP、NIP の感度校正を行った。照射時間と読み取り値(PSL 値)とを最小二乗法にて累乗関数へあてはめ(Fig. 1)、ガンマ線感度に対する補正係数を求めた。

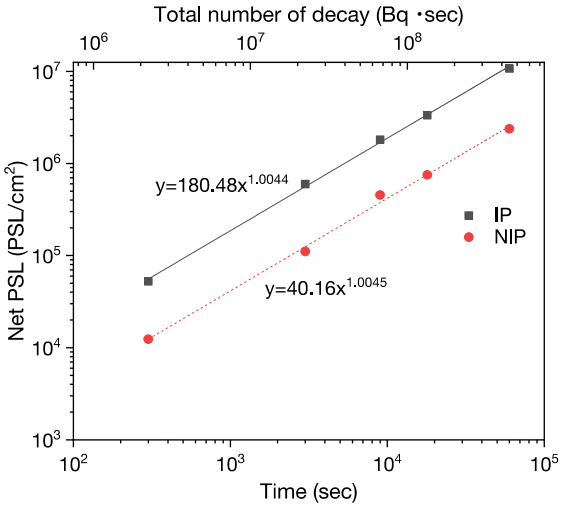


Fig. 1 ^{137}Cs による IP および NIP の校正結果

2-2. ^{252}Cf 標準線源、LHD 重水素実験による中性子計測

^{252}Cf 標準線源の自発核分裂による中性子の発生、および LHD 重水素実験における中性子を IP、NIP を用いて計測した。両者による実験結果に対して、補正係数によってガンマ線の影響を NIP から取り除いた。LHD では他の放射線検出器による中性子発生数の測定値と比較した。

3. 結論

本研究では、IP によって計測されるガンマ線の影響を NIP から除去することで、中性子のみの計測が可能であることを確認した。本結果を受けて、他のガンマ線環境においても同様に影響を除去して中性子を計測できることが予測される。

---

*Yasuyuki Ogino[1], Makoto Kobayashi[2,3], Keisuke Mukai[4], Juro Yagi[4], Satoshi Konishi[4], Takeo Nishitani[2], Kunihiro Ogawa[2,3] and Mitsutaka Isobe[2,3]

[1]Graduate School of Energy Science, Kyoto Univ., [2]NIFS, [3]SOKENDAI, [4]Institute of Advanced Energy, Kyoto Univ.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：203-1 Accelerator and Beam Acceleration Technology

Wed. Sep 11, 2019 10:15 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:15 AM - 2:55 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[1M01-06] Accelerator Technology, Measurements

Chair:Kai Masuda(QST)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1M01] Study of orbit analysis methods considering skew magnetic field for Fixed Field alternating gradient Accelerator.

*kyosuke adachi[1], Nobuo Ikeda[1], Hidehiko Arima[1], Yujiro Yonemura[1], Yuhi Waga[1], Yoshiharu Mori[2] (1. kyushu university, 2. kyoto university)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1M02] Development of a four-beam IH-RFQ linear accelerator for high-intensity heavy ion beam acceleration

*Shota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[2] (1. RIKEN, 2. Tokyo tech)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1M03] Status of femtosecond time-resolved electron microscopy

*Jinfeng Yang[1], Kazuki Gen[1], Koichi Kan[1], Yoichi Yoshida Yoshida[1], Hidehiro Yasuda[2] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. UHVEM, Osaka Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1M04] Ultrafast electron diffraction using low-emittance femtosecond electron pulses

*Kazuki Gen[1], Yang Jinfeng[1], Koichi Kan[1], Yoichi Yoshida[1] (1. Osaka Univ ISIR)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1M05] Analysis of terahertz electric field profile measured using photoconductive antenna

*Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Masao Gohdo[1,2], Yoichi Yoshida[1] (1. ISIR, Osaka University, 2. Graduate School of Engineering, Osaka City University)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1M06] Dependence of W-derived photons and MoO_3-derived photons on W thickness

*Jaewoong Jang[1], Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

固定磁場強集束加速器におけるスキュー磁場を考慮した軌道解析手法に関する研究

Study of orbit analysis methods considering skew magnetic field for Fixed Field alternating gradient Accelerator

*足立 恭介[1] 池田 伸夫[1] 有馬 秀彦[1] 米村 祐次郎[1] 和賀 雄飛[1] 森 義治[2]
[1]九州大学 [2]京都大学

ノーマル磁場成分のみを用いた集束系からなる固定磁場強集束加速器(FFA) の光学設計では、転送行列を用いた軌道解析法が用いられてきた。しかし、ねじれ磁場であるスキュー磁場成分を用いた集束系に対する軌道解析法の研究は広く行われていなかった。本研究では、スキュー磁場成分を含む FFA の光学設計に適応できる転送行列を用いた軌道解析法を提案し、その妥当性を評価した。本発表ではその結果を報告する。

キーワード：固定磁場強集束加速器　スキュー磁場　軌道解析　転送行列

1. 緒言

固定磁場強集束加速器(FFA)[1]は大強度二次粒子ビームの高効率生成に適した高エネルギー大強度ハドロンビーム加速器として注目されている。現在、我々は将来の大強度高エネルギー加速器の候補としてスキュー磁場成分を有する集束系からなる FFA [2]の基礎研究を行っている。FFA の初期設計の一つに電磁石配置や磁場勾配などを決定する光学設計がある。FFA は非線形の磁場も含んだ加速器であるが、磁場を線形に近似することでシンクロトロンと同様な集束系に近似できる。そのため、ノーマル磁場成分のみを用いた集束系からなる FFA の光学設計では転送行列を用いた軌道解析法が用いられてきた[3]。しかし、ねじれ磁場であるスキュー磁場成分を用いた集束系に対する軌道解析法の研究は広く行われていなかった。

2. 研究内容

一般に転送行列は磁場中の粒子の運動方程式より求められるが、スキュー磁場成分を含む磁場中においては水平・垂直方向の粒子の運動は独立にならないため、転送行列を通常の方法で求めることはできない。そこで本研究では、スキュー四極磁場成分を含む電磁石を偏向電磁石と薄レンズ近似を行ったスキュー四極電磁石を組み合わせた電磁石に近似できると仮定し、転送行列を求めた。そして、スキュー磁場成分を含む磁場中の粒子の運動方程式を数値解析的に解いた軌道解析結果と比較することで仮定の妥当性を評価した。

3. 結論

本研究で提案したスキュー四極磁場成分を含む電磁石系の転送行列を用いることにより、従来同様、初期光学設計に対して転送行列を用いた軌道解析法の適応が可能であることが分かった。その結果、スキュー磁場成分を含む FFA の光学設計において、電磁石配置や磁場勾配などを決定する設計指針を定めることができた。

参考文献

[1] K.R. Symon, *et al.* : "Fixed-Field Alternating-Gradient Particle Accelerators", Phys. Rev., Vol. 103, No. 6, pp. 1837-1859 (1956).

[2] Y. Mori, *et al.* : "Harmonictron", Proceedings of IPAC 2018, pp.1063-1065 (2018).

[3] 横井武一郎 : “FFAG 加速器” OHO’03 高エネルギー加速器セミナー (2003).

---

*Kyosuke Adachi[1],Nobuo Ikeda[1],Hidehiko Arima[1],Yujiro Yonemura[1],Yuhi Waga[1] and Yoshiharu Mori[2]

[1]Kyushu Univ. [2]Kyoto Univ.

大強度重イオンビーム加速のための 4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の開発

Development of a four-beam IH-RFQ linear accelerator for high-intensity heavy ion beam acceleration

*池田 翔太[1]，林崎 規託[2]

[1]理研，[2]東工大研究院

重イオンビーム加速の大強度化に向けて、未だ実現されたことのない 4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の原理実証機を新しく開発した。更に、専用のイオン源と高周波電源を組み合わせて、ビーム加速試験をおこなった結果、炭素イオンビームを加速することに成功し、4 ビーム同時加速を世界で初めて実証した。

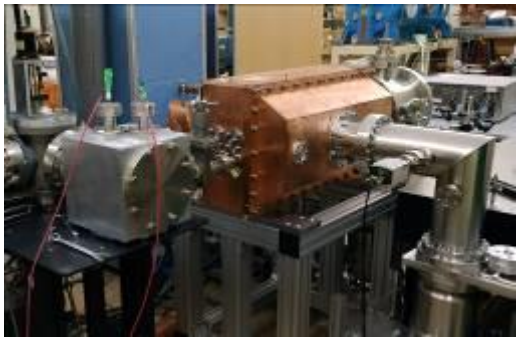
キーワード：IH-RFQ 線形加速器、マルチビーム加速、イオンビーム加速技術

1. 緒言

RFQ 線形加速器はイオンビームの空間電荷効果によるビーム発散や、高周波電場の放電限界（Kilpatrick 放電限界）による四重極電場強度の上限があることから、100 mA 級の重イオンビーム加速は従来の RFQ 線形加速器では困難である。その解決策として，大強度のビームを複数のビームに分割することで空間電荷効果の影響を緩和させ，1 台の加速器で同時加速した後に分割ビームを再び統合する，マルチビーム型 RFQ 線形加速器が考案されており、東工大で 2 ビーム IH-RFQ 線形加速器が開発され、108 mA（54 mA/channel）の炭素イオンの加速に成功し、その有効性が証明された[1]。一方で、マルチビーム型 RFQ 線形加速器の概念設計として、過去に 4 ビーム加速や 9 ビーム加速も取り上げられているが、前述のように実証されたマルチビーム型 RFQ 線形加速器は 2 ビーム加速までであり、加速ビームを 2 ビームより多チャンネル化した場合における加速器特性は明らかになっていないのが現状である。そこで本研究は、4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の開発と原理実証を通じて、それらの特性を明らかにすることを目的とする。

2. 4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の原理実証機の開発

3 次元電磁場シミュレーションソフトウェア CST MWS と 3 次元粒子軌道シミュレーションソフトウェア GPT を組み合わせて、ビームチャンネル毎の RFQ 電場分布のばらつきを最小に抑えられる電極レイアウトを考案し、共振周波数 47.8 MHz、消費電力 100 kW 以内で 4 ビームあわせて 159.2 mA の C^{2+}ビームを 3.6 keV/u から 41.6 keV/u まで加速可能な原理実証機を設計した。そして実際に原理実証機を製作し、ネットワークアナライザーを用いた低電力試験をおこない、必要に応じて調整作業をすることで、4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の原理実証機を開発した。



4 ビーム IH-RFQ 線形加速器

3. 4 ビーム加速実証試験

開発した 4 ビーム IH-RFQ 線形加速器の原理実証機と専用のイオン源に、高周波源、真空系、ビーム測定系を組み合わせてビーム加速試験システムを構築し、加速試験をおこなった結果、炭素イオンビームをデザイン値のビームエネルギー41.6 keV/u まで加速することに成功し、4 ビーム同時加速を実証した。

参考文献

[1] T. Ishibashi, N. Hayashizaki, and T. Hattori Phys. Rev. ST Accel. Beams 14, 060101 (2011)

*Shota Ikeda[1], Noriyosu Hayashizaki[2]

[1]RIKEN, [2]Tokyo Tech

フェムト秒時間分解電子顕微鏡開発の現状

Status of femtosecond time-resolved electron microscopy

*楊 金峰[1]，玄 一貴[1]，菅 晃一[1]，吉田 陽一[1]，保田 英洋[2]
[1]阪大産研，[2]阪大工

本研究では、大阪大学超高圧電子顕微鏡センターに設置された超高圧電子顕微鏡用のレンズを活用し、新たなフェムト秒時間分解電子顕微鏡レンズ系を完成した。これを通して、RF 電子銃から発生したエネルギーが 2MeV、パルス幅が 100fs の電子線パルスを用いた金ナノ粒子の TEM 像の観察に成功した。

キーワード：電子顕微鏡，フォトカソード RF 電子銃，フェムト秒電子線パルス

1. 緒言

フェムト秒時間領域での原子や分子レベルの超高速構造ダイナミクスの観察は、物質科学研究者の長年の夢であり、新しい物質の創製・機能の発見に重要な役割を果たす。我々は、フォトカソード高周波（RF）電子銃を用いたフェムト秒時間分解電子顕微鏡実証機を世界に先駆けて製作し、相対論的フェムト秒電子線パルスを用いた超高速電子顕微鏡測定の原理実証を行った[1]。実証実験では、エミッタンスの低減やビーム輝度の向上により RF 電子銃を用いた超高速電子顕微鏡実現の可能性が示された。そこで、本研究では、大阪大学超高圧電子顕微鏡センターに設置された超高圧電子顕微鏡用のレンズを活用し、フェムト秒時間分解電子顕微鏡の開発をスタートした。

2. RF 電子銃を用いた超高速電子顕微鏡

図に、大阪大学超高圧電子顕微鏡センターに設置された超高圧電子顕微鏡用のレンズを用いて新たに製作した超高速電子顕微鏡の写真を示す。この電子顕微鏡は、RF 電子銃のほかに、エネルギーが 2MeV の電子ビームを利用可能なコンデンサーレンズ 2 台、対物レンズ、中間レンズ 2 台と投影レンズから構成された。また、コンデンサーレンズと対物レンズに非点収差補正用 Stigmator コイルを実装し、絞りや試料挿入機構の改良、新しい真空排気システムの設計・製作を行い、新たなフェムト秒時間分解電子顕微鏡レンズ系を完成した。これを用いて、RF 電子銃から発生したエネルギーが 2MeV、パルス幅が 100fs の電子線パルスを絞りによるコリメーションし、これにより低エミッタンス化及びビーム輝度の向上に成功した。この低エミッタンス電子線パルスを用いて金ナノ粒子の TEM 像の観察に成功した。

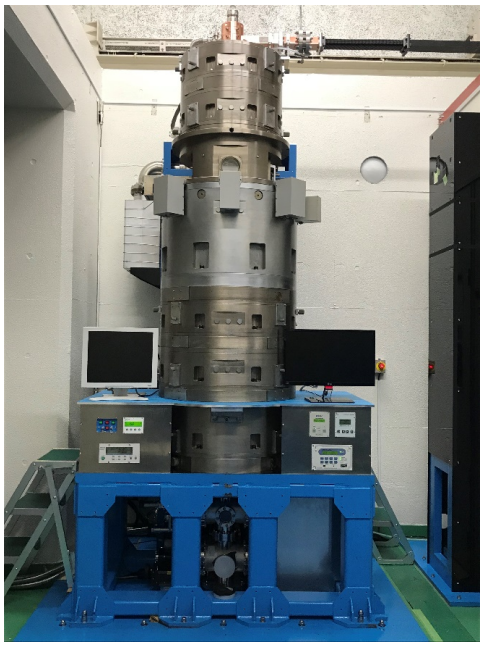


図: 新たに開発したフォトカソード RF 電子銃を用いたフェムト秒時間分解電子顕微鏡

[1] J. Yang et al., Microscopy **67**, 291-295 (2018).

*Jinfeng Yang[1], Kazuki Gen[1], Koichi Kan[1], Yoichi Yoshida[1], Hidehiro Yasuda[2]
[1]ISIR, Osaka Univ., [2]UHVEM, Osaka Univ.

低エミッタンスのフェムト秒電子線パルスを用いた超高速電子回折の研究

Ultrafast electron diffraction using low-emittance femtosecond electron pulses

*玄　一貴, 楊　金峰, 菅　晃一, 吉田　陽一
阪大産研

フォトカソード RF 電子銃を用いて、カソードでのレーザー集光や電子ビームのコリメーションによる低エミッタンスフェムト秒電子線パルスを発生し、フェムト秒時間分解電子線回折測定を通して Al、Ge と TlCl の結晶構造解析を行った。また、電子回折パターンとエミッタンスとの依存性についても検討を行った。

キーワード：フェムト秒電子線パルス, RF 電子銃, 電子線回折, 構造解析

1. はじめに

構造変化を伴う物理化学反応現象は、フェムト秒の時間とナノメートルの空間スケールで進行することが知られている。これらの現象を測定するために、我々の研究室では、フォトカソード高周波（RF）電子銃を用いて、フェムト秒時間電子線パルスによる超高速電子線回折装置の開発を行っている。今まで、金、シリコン単結晶材料における光誘起相転移ダイナミクスの研究が行われたが、利用拡大を目指して、本研究ではビームエミッタンスの低減、輝度の向上を行い、単結晶と多結晶の金属、半導体、ケミカル化合物など幅広い物質材料の構造解析を行った。

2. 実験結果

我々が開発した時間分解電子線回折装置はフォトカソード RF 電子銃、電子レンズ系、電子回折図形の結像部と検出部で構成される。本研究では、低エミッタンスの電子ビームを得るために、まず、カソード(無酸素銅)に照射するレーザーを集光させ初期エミッタンスの低減を行った。次にコンデンサ絞りの直径を 2mm から 0.3mm まで縮小し、更なるエミッタンスの低減を試みた。図 1 に 2.5MeV のフェムト秒電子線パルスを用いて観測した多結晶 Al の電子回折図形と(220)の回折リングの幅を示す。結果として、0.3mm の小さいコンデンサ絞りを使用しても、高次の回折リングを明確に観測可能であることを示す。また、小さい絞りを使用するにつれて、回折リングの幅が狭くなることが分かった。これはビームの低エミッタンス化によってコントラストが向上した証拠である。更に、本実験では、多結晶 Al のみならず、単結晶の Au や Si、多結晶の Ge と TlCl において、構造解析可能な電子回折図形を観測することができた。

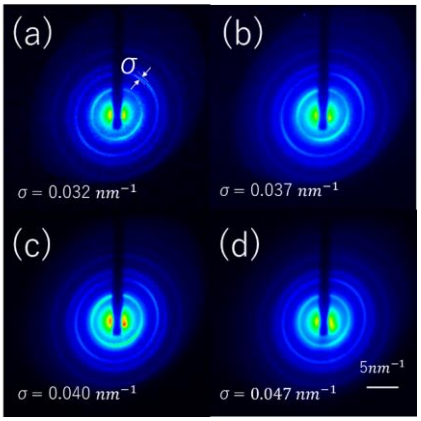


図 1　直径が(a)0.3, (b)0.5, (c)1, (d)2 mm のコンデンサ絞りを用いた多結晶 Al の電子回折図形と(220)の回折リングの幅

3. 結論

カソードに照射するレーザーの集光およびコンデンサ絞りによるエミッタンスの低減を行い、多結晶の物質においても明瞭な電子回折図形を得ることができた。これにより、金属、半導体、ケミカル化合物などの幅広い物質材料の構造解析を可能にした。

---

* Kazuki Gen, Koichi Kan, Jinfeng Yang, Yoichi Yoshida
ISIR

光伝導アンテナにより測定したテラヘルツ電場分布の解析

Analysis of terahertz electric field profile measured using photoconductive antenna

*菅 晃一，楊 金峰，神戸 正雄，吉田 陽一

[1]阪大産研，[2]阪市大院工

阪大産研では、レーザーフォトカソード RF 電子銃ライナックを導入し、高時間分解能パルスラジオリシスの開発を行っている。パルスラジオリシスの時間分解能を向上するためには超短パルス電子ビームの発生・計測が不可欠であり、これまでに干渉計を用いて電子ビームのパルス幅診断を行ってきた。本発表では、光伝導アンテナを用いてコヒーレント遷移放射によるテラヘルツ電場分布を測定・解析した結果について報告する。

キーワード：電子ビーム，テラヘルツ波

フェムト秒・ピコ秒領域のパルス幅を有する電子ビーム[1]は、加速器物理、物理化学の研究に応用されている。同時に、そのような超短パルス電子ビームは、1 ps の逆数が 1 THz に相当するため、テラヘルツ領域（波長~300 μm）の電磁波研究[2,3]にも利用されている。これまでに、フェムト秒電子ビームにより発生させたコヒーレント遷移放射（CTR, coherent transition radiation）のテラヘルツ波をマイケルソン干渉計により測定してきた[4]。しかし、マイケルソン干渉計により得られるテラヘルツ波（電子ビーム）の情報は周波数領域の情報に基づいている。一方、時間領域の測定手法として、電気光学サンプリング[1]や光電導アンテナ（PCA, photoconductive antenna）[4]が挙げられる。

そこで、本研究では、パルス電子ビーム（35 MeV、<1 nC）の CTR について、PCA（直径 9 mm）を移動させることにより空間分解し、駆動レーザーを時間遅延することにより時間分解し、テラヘルツ電場分布の計測を行った。さらに、電場分布と波形についての解析を行った。

図 1 に本研究の測定光学系を示す。まず、電子ビームとアルミ平面鏡 M を用いて CTR のテラヘルツ波を発生した。非軸放物面鏡 OAP （実効焦点距離、f 76 mm）により PCA へテラヘルツ波を導いた。x 軸方向に PCA を移動させ、空間分解を行った。同時に、PCA のテラヘルツ波入射の反対の電極側に、適宜時間遅延したフェムト秒レーザーを入射し、時間分解計測が可能となった。PCA[4]はラジアル偏光特性を有し、M～OAP 間および OAP ～PCA 間を $2f$ となるように結像光学系とした。得られるデータは CTR のテラヘルツ電場波形である。ラジアル偏光特性[3]もしくは直線偏光特性を有する PCA を用いて測定した結果について、比較を行った。解析では CTR の電場の向きや PCA の検出範囲等を考慮した結果について報告する。

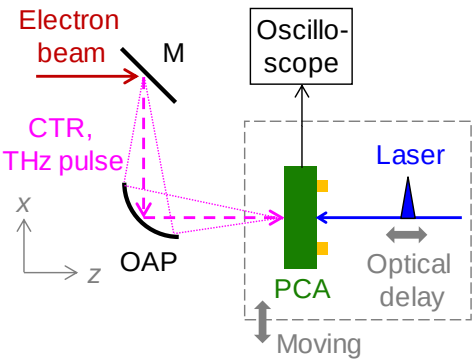


図 1. 測定光学系

参考文献

[1] G. Berden et al., Phys. Rev. Lett. 99, 164801 (2007). [2] K. Kan et al., Appl. Phys. Lett. 99, 231503 (2011). [3] I. Nozawa et al., Phys. Rev. ST Accel. Beams 17, 072803 (2014). [4] K. Kan et al., Appl. Phys. Lett. 102, 221118 (2013).

*Koichi Kan[1], Jinfeng Yang[1], Masao Gohdo[1,2], Yoichi Yoshida[1]

[1]ISIR, Osaka University, [2]Graduate School of Engineering, Osaka City University

Dependence of W-derived photons and MoO_3-derived photons on W thickness

*Jaewoong Jang and Mitsuru Uesaka
Univ. of Tokyo

Abstract

In order to improve the ^{99}Mo production yield of a W-MoO_3 target system, photon generation at a W converter and photon generation at a MoO_3 target were investigated as functions of the W thickness. The two separate sets of results were then analyzed to find the W thicknesses that lead to improved ^{99}Mo yields.

Keywords: ^{99}Mo/^{99m}Tc, bremsstrahlung, electron linear accelerator, PHITS, `phitar`

1. Introduction

Production of ^{99}Mo using an electron linear accelerator and the ^{100}Mo(γ,n)^{99}Mo reaction is a promising alternative to the fission production of ^{99}Mo. In a target system where a separate converter material is used, the photon fluence measured at a Mo target results from (i) photons generated at the converter by incident electrons, and also from (ii) photons generated at the Mo target by converter-penetrated electrons. In order to increase the sum of (i) and (ii) and thereby the ^{99}Mo yield, we investigated the dependence of (i) and (ii) on the converter thickness using Monte Carlo (MC) simulations.

2. Monte Carlo simulations

MC simulations were performed on a W-MoO_3 target system using PHITS [1] with our program `phitar` [2] used as the frontend. Electron beam energies of $E_{e-} = 20$–50 MeV, and W thicknesses of 1.0–7.0 mm were simulated.

First, photon fluences were measured in the region of a MoO_3 target, with the MoO_3 target set to be void. These fluences represent W-derived photons. Next, dummy electron sources entering a nonvoid MoO_3 target were obtained, which were then simulated on a new nonvoid MoO_3 target. This resulted in MoO_3-derived photons. Finally, the W thickness at which the largest sum of the two photon fluences were calculated. Results for $E_{e-} = 35$ MeV are presented in Table 1.

Table 1. Photon fluences measured at MoO_3 targets and integrated over $E_\gamma > 8$ MeV. The electron beam energies were all $E_{e-} = 35$ MeV. t_W denotes the W thickness.

t_W (mm)	Photon fluence (cm^{-2} electron^{-1})		
	W-derived	MoO_3-derived	Total
1.0	0.2474	0.0397	0.2871
1.5	0.2866	0.0222	0.3088
2.0	0.2989	0.0124	0.3113
2.5	0.2962	0.0070	0.3032
3.0	0.2852	0.0038	0.2890

3. Summary

The relative contributions of W-derived and MoO_3-derived photons to the total photon fluence were investigated as functions of the W thickness. The W thicknesses that can increase the ^{99}Mo yields were then calculated. The detailed calculation methods and results will be presented in the talk.

References

[1] T. Sato et al. Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02. *Journal of Nuclear Science and Technology* 55 (2018), 684–690. DOI: 10.1080/00223131.2017.1419890.

[2] J. Jang. ***phitar*** *- A* PHITS *wrapper for targetry design (v1.02)*. Zenodo. 2019. DOI: 10.5281/zenodo.3235364.

General Meeting

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[1M_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第42回全体会議

[1M_GM] General Meeting

General Meeting

[1M_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第42回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[1M_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[1M_PL] Monte Carlo Simulation and Particle Accelerator

Chair:Hiroyuki Toyokawa(AIST)

[1M_PL01] Introduction to Geant4 and its application developments

*Tsukasa Aso[1] (1. Univ. of Toyama)

[1M_PL02] Application of Monte Carlo simulation in J-PARC accelerator system

*Kazami Yamamoto[1] (1. JAEA)

[1M_PL03] Muon accelerator

*Haruo Miyadera[1] (1. TOSHIBA ESS)

2019年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

モンテカルロシミュレーションと加速器
Monte Carlo Simulation and Particle Accelerator

（1）Geant4 シミュレーションツールキットとそのアプリケーション開発例

(1) Introduction to Geant4 and its application developments

*阿蘇 司[1]

[1]富山高等専門学校

1. はじめに

Geant4[1]は、粒子と物質との相互作用をモンテカルロ法により計算するシミュレーションツールキットである。現在、高エネルギー物理学や原子核物理学のみならず、宇宙物理や医学物理などの様々な分野で広く利用されている。アプリケーション・ソフトウェアの形態で提供される他のシミュレーションコードと異なり、Geant4 は実験等の用途や仕様に応じた独自のフレームワークに組み込むことを想定し、ソフトウェア部品を提供するツールキットとして開発、配付がなされている。1998 年の最初の公開後、オブジェクト指向技術の設計開発方法論による設計実装も功を奏し、例えば、シンチレーション光の追跡等の物理モデルの拡張や、DNA サイズでの物理計算を行う Geant4-DNA プロジェクト[2]の展開など、その拡張性の高さが実証されている。ツールキットとしての配付は、物理解析とシミュレータの改善・最適化が同時進行する大規模実験の分野においては、計算科学の専門家によるシミュレータの開発・改善と、その利用者として物理解析を行う研究者との分業体制が確立していたため、非常に有効に機能した。しかし一方で、十分なソフトウェア開発技法を習得していることが Geant4 アプリケーション開発の前提であったため、医学や工学などの分野で Geant4 を利用する際の難しさの要因ともなっている。そこで、利用者による Geant4 アプリケーション開発の労力を軽減する観点から、アプリケーション開発の事例について紹介する。

2. Geant4 のアプリケーション開発例

PTSIM(Particle therapy system simulation framework)[3]は、JST-CREST 研究(2003-2009, 代表 KEK 佐々木教授)「高度放射線医療のためのシミュレーション基盤の開発」[4]の成果物であり、粒子線治療装置と患者形状に基づく線量分布計算等を行うシミュレータである。利用者による C++コード開発を減らし、ユーザインターフェイスコマンドによるシミュレーション条件設定が可能となっている。国内外の粒子線治療機関に配布されて治療計画装置の検証や研究に利用されており、Geant4 医学応用講習会の教材としても利用されている。

Galet(Geant4 application templet for primer)[5]は、小規模な Geant4 アプリケーション開発を行うための雛形プログラムである。利用者はジオメトリ記述と取り出す物理量の記述のみを行うことで、シミュレーションを構築することができる。2016 年から実施している高専-KEK 加速器・計算科学インターンシップ（KEK 大学等連携支援事業）において、高専生の Geant4 シミュレーション構築実習で教材として利用している。

3. まとめ

講演では、Geant4 シミュレーションツールキットとそのアプリケーション開発について、PTSIM や Galet での開発事例を紹介し、その解説を行う予定である。

参考文献

[1] S. Agostinelli et al., Nucl. Instrum. and Meth. A 506(3), (2003) 250-303; J.Alison et al., IEEE Trans. on Nucl. Sci. 53(1), (2006)270-278; J.Allison et al., Nucl. Instrum. and Meth. A835, (2016)186-225.; [2] S. Incerti et al., Med. Phys. 45, (2018) e722-e737; S. Incerti et al., Med. Phys. 37 (2010) 4692-4708; S. Incerti et al., Int. J. Model. Simul. Sci. Comput. 1, (2010)157-178.; [3] T. Akagi et al., Prog. in Nucl. Sci. and Technol. 4, (2014) 896-900.; [4] 佐々木節他, 日本シミュレーション学会, シミュレーション 28(1), (2009).; [5] T. Aso et al., Nagaoka Univ, Trans. on GIGAKU 6(1), (2019) 06005/1-12.

*Tsukasa Aso[1]

[1]National Institute of Technology, Toyama College

2019年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

モンテカルロシミュレーションと加速器
Monte Carlo Simulation and Particle Accelerator

（2）J-PARC 加速器におけるモンテカルロシミュレーションの利用

(2) Application of Monte Carlo simulation in J-PARC accelerator system

*山本 風海[1]

[1]日本原子力研究開発機構　J-PARC センター

1. はじめに

大強度陽子加速器施設 J-PARC（Japan Proton Accelerator Research Complex）は，最大 1 MW という大強度陽子ビームから中性子，ミュオン，ニュートリノ，K 中間子などの多彩な二次粒子ビームを作り出し，多種多様な物理実験の実施と研究推進を目的とする研究施設である。J-PARC 施設は茨城県東海村の日本原子力研究開発機構（JAEA）原子力科学研究所施設内に建設され，利用運転開始から 10 年が経過している。J-PARC は 400 MeV の常伝導リニアック，25 Hz という早い繰り返しの 3 GeV シンクロトロン（Rapid Cycling Synchrotron, RCS），30 GeV まで加速する主リングシンクロトロン（Main Ring, MR）の 3 台の加速器と，RCS のビームを使ってミュオンおよび中性子実験を行う物質生命科学実験施設(Material and Life science experimental Facility, MLF)，MR のビームを用いてスーパーカミオカンデに向けてニュートリノを飛ばし，長基線実験に供するニュートリノ実験施設, MR ビームで中間子を生成し主に強い相互作用に関する実験を行うハドロン実験施設, の 3 つの実験施設から構成されている。

J-PARC のような高エネルギー，高出力の陽子加速器では，運転中のビームロスにより機器が放射化することで故障率が上がり，保守作業時に作業者が被ばくする事になる。これにより，ビーム強度はこれ以上ロスが発生すると作業者の被ばく量が許容できなくなる，という処で制限を受けることになる。そのため，1 MW という大出力を達成するためにはビームロスの対策が必須であり，J-PARC 加速器では設計段階からシミュレーションを用いて対策を検討してきた。本稿では主に RCS の設計を題材として，モンテカルロシミュレーションの利用例について報告する。

2. 加速器と計算機シミュレーション

RCS での具体的なモンテカルロシミュレーションの利用例の前に，まず加速器の設計において用いられる計算機コードについて述べる。そもそも加速器では，電磁相互作用を用いて荷電粒子をコントロールし加速する。 そのため，加速器の設計では１）荷電粒子が磁場中で想定している安定な軌道上を運動することや，加速電場によって安定に加速できることを確認するための粒子トラッキング，２）それら安定な軌道を得るための，電磁石や加速管が作る磁場，電場の評価，の二つの計算をまず行う必要がある。

１）に関しては，ローレンツ力を受ける荷電粒子の運動方程式①を解くことで求めることができる。

$$\mathrm{m}\frac{d\boldsymbol{v}}{dt} = \mathrm{q}(\mathbf{E} + \boldsymbol{v} \times \mathbf{B}) \qquad \cdots①$$

理想的な一様電場・磁場分布の条件であれば，解析的に解を求めることができるが，一般にはそのような条件は作ることができず，また大強度ビームでは荷電粒子同士の空間電荷の影響も考慮する必要がでてくる。そのため，実際上は①式は計算機を用いた Runge–Kutta 法等の数値積分を実行することで解くことになる。

２）に関しては，軌道計算に用いるような理想的な電場・磁場の条件に実際の電磁石や加速管内の電磁場分布を近づけるため，Maxwell 方程式を解きそれらの形状を最適化することになる。こちらに関しても，実際に必要な理想に近い電磁場分布を作るためには，電磁石や加速管の形状が複雑になるため，解析解は求められず，有限要素法を用いたシミュレーションを実行することになる。 これら粒子の運動や電磁場の分布は，古典力学的・決定論的な因果律に基づいた方程式で記述されるため，加速器の設計においてモンテカルロシミュレーションはこの段階までは用いられない。

一方で，電磁場の設計からのズレや装置の設置誤差などの不確定要素によって，ビームは計算上の軌道から外れて真空容器に衝突しビームロスとなる。あるいは，設計通りに加速されたビームについては，最終的には二次粒子を生成するためのターゲットに入射することになる。これら，ビームと物質との相互作用の影響について評価するためには，モンテカルロシミュレーションが必要となってくる。RCS では，ビームロスを局所化するコリメータの設計検討や，あるビームロス想定の元で評価した加速器トンネルの遮蔽設計等にモンテカルロシミュレーションが活用されている。以下，その具体例を述べる。

3. J-PARC RCS でのモンテカルロシミュレーションの利用例

2-1. コリメータ設計

はじめに，でも述べたように，RCS のような高エネルギーの陽子シンクロトロンでは，運転中のビームロスが機器の放射化を引き起こす原因となり，運転できるビーム強度はそのビームロス量によって制限を受ける。そのため，1 MW という大出力を達成するために，RCS では設計段階から放射化をできる限り低減するため様々な対策を講じており，その一つとしてビームロスを局所化できるようにアパーチャを狭めたコリメータを導入している。RCS のコリメータは，加速初期に 3%のロスが発生するという仮定の基に，ビームを廃棄するダンプや物理実験で使用されるターゲットに相当するような 4 kW という大容量で設計した。このコリメータの設計は，フェルミ国立研究所で開発された STRUCT コードおよび MARS コードを用いて行った。

STRUCT コードは転送行列による粒子トラッキングを行い，粒子の X，Z 座標が設定された各機器のアパーチャの値より大きくなった際には真空容器壁に衝突したものと判断し，その影響の評価に進む。影響評価では，クーロン多重散乱については Molière 分布，エネルギーロスに関しては Landau 分布に従うものとして，疑似乱数を用いて散乱角度とエネルギーを求め，粒子のエネルギーが所定の値以下になった時点でビームロスしたと判断し，その座標を出力ファイルとして出す。この STRUCT コードによって，シンクロトロンを周回する間にどこでロスするのか評価できるため，コリメータにロスが集中するようパラメータの検討を行った。

他方の MARS コードは，物質中でのハドロン電磁カスケードをシミュレーションするコードで，その特徴として計算結果に対する寄与の大きいエネルギーや粒子種について優先的にサンプリングする方法（Leading Particle Biasing）を採っている。また，原子核との相互作用の評価では，核内カスケード・蒸発モデルに基づく核内過程の詳細計算ではなく半経験式を用いているため，計算速度が非常に速く，高エネルギーや深層透過計算に有利である。この MARS コードを用いて，コリメータに陽子ビームが当たった際の二次粒子の生成量や残留線量の評価を行い，保守作業が可能なレベルに残留線量を抑えるために必要な遮蔽構造の設計を行った。

コリメータの設計については，実際のビーム運転後の線量分布と比較を行うことで，その設計の妥当性を評価し，所定の性能を発揮していることを確認した。

2-2. 遮蔽設計，許認可申請

加速中に発生するビームロスに関しては，かなりの部分は前述のコリメータに集中できるが，1%程度はコリメータから漏れ出てきて他の機器に衝突する。また，ビーム入射時や出射時に発生するロスは，コリメータに局所化することはできず入出射機器に集中する。このため，コリメータに局所化した分も含め，加速器運転中は加速器トンネル内に放射線が飛び交う事となり，管理区域として外部に放射線が漏れないようにトンネルの遮蔽設計を行う必要がある。RCS では，トンネル躯体設計の際には MARS コードを用いて遮蔽に必要な厚さを決定した。また，放射線発生装置として許認可申請を行ったが，その際の計算には PHITS コード及び MCNPX コードを用いて詳細評価を実施している。これらの計算は，以下のビームロス想定の下で実行した。1）入射部で 1 kW，2）リニアックで加速した H^- から電子二個を剥ぎ取り，陽子に荷電変換して RCS に入射するが，その際に荷電変換し損なった H^- や H^0 粒子を廃棄する入射部ダンプで 4 kW，3）出射部で 100 W，4）コリメータで 4 kW，ただしロスは STRUCT コードで求めた分布でコリメータおよびその他加速器機器に分布するものとする，5）ビームライン 1 m あたり 1 W の一様なロス，6）出射部にビーム調整に使用する出射部ダンプ 8 kW。

また，入射部ダンプに関しては，MARS コードで得られた発熱分布をもとに，躯体のコンクリートの温度

が強度低下を起こす 60 ℃まで上昇しないよう構造設計を行なった。

2-3. 入射部で発生したロスの対策検討

RCS において，連続ビーム供用運転が開始されてから最初に高い線量が観測されたのは，入射用荷電変換フォイルより 5 m 程度下流の，ダンプビームラインと周回軌道を分岐するためのダクト，および，その下流であった。このダンプビームラインは入射時に陽子に変換し損ねた H^- や H^0 を，廃棄用のダンプまで輸送するためのものである。周回軌道と，これらの廃棄ビームの分離ために，分岐ダクトにはセプタム電磁石を組み込む必要があるため，この部分の真空容器の口径は，周辺よりも小さくなっている。フォイルでの散乱の影響について，GEANT4 を用いて評価したところ，10^{-6} 程度の割合で大角度に散乱される粒子が存在し，その散乱粒子がこの口径が狭まった箇所に集中して当たっていることを突き止めた。また，比較的散乱角が小さい粒子は，この分岐部を通過して，その下流のビーム位置モニタに当たることが散乱粒子の軌道計算から判った。この結果を基に，分岐部のダクトにコリメータを組み込むことで散乱粒子をそのコリメータに局所化し，さらに分岐ダクトとコリメータを遮蔽体で覆うこととした。この分岐部コリメータと遮蔽体の設計でも STRUCT コードおよび MARS コードを利用し，最終的にそのコリメータを設置することで，残留放射能の影響を抑えることに成功した。

4. まとめ

J-PARC のような大強度陽子加速器施設においては，ビームによって引き起こされる放射化は避けられない課題であり，設計段階での評価，運転開始後に発覚した問題の解決において，モンテカルロシミュレーションは大きな役割を果たしてきた。今後，さらなる大強度化を進めるうえでも，その高度化と精度，ユーザビリティの向上は重要であると考えられる。

---

*Kazami Yamamoto

[1]J-PARC center, JAEA

2019年秋の大会

加速器・ビーム科学部会セッション

モンテカルロシミュレーションと加速器
Monte Carlo Simulation and Particle Accelerator

（3）ミュオン加速の検討

(3) Muon accelerator

*宮寺 晴夫
東芝エネルギーシステムズ株式会社

1. 緒言

これまでミュオン科学研究では、エネルギー250 MeV 以上に加速した陽子を生成標的に当て発生するパイオンの崩壊で得られるミュオンと、宇宙線ミュオンが利用されてきた。前者のミュオンのエネルギーは数MeV～数十 MeV であり、典型的には毎秒 10^6～10^9 個のミュオンが得られている。一方で後者の宇宙線ミュオンは数 GeV をピークとする広いエネルギー分布をしているが、フラックスは毎分 1 個/cm^2 と低い。近年、宇宙線ミュオンを用いた社会インフラ検査やコンテナスキャナが実用化段階に入っているが、加速器で発生させたミュオンをより高エネルギーに加速して利用するすることで、測定時間短縮や精度向上が望める。加速器で発生させたミュオンは時間的にもエネルギー的にも広がっているため、これまでは加速前にビーム冷却することが検討されてきたが、冷却装置の大型化やミュオン強度が落ちるなどの課題を抱えていた。

2. ミュオン加速器のモンテカルロシミュレーション

本報告では、ビーム冷却をせずミュオンを直接キャビティに入れ加速する方式を独自のモンテカルロシミュレーションで検討を行った。図 1 にシミュレーション体系を示したが、検討を行った大アクセプタンスミュオン加速器は通常のπモードではなく 0 モードキャビティと、キャビティを取り巻くコイルで構成されている。図 2 に示したようにキャビティ長が短い低β領域では、πモードよりも 0 モードの方が消費電力で有利である。キャビティは RFQ 加速器のようにバンチングモードで始まり徐々に加速モードに位相を移していく構成となっており、ミュオンビームの発散はコイル磁場で抑える。キャビティの設計エネルギーよりも高いエネルギーのミュオンは、位相が合っていないため RF による実効的な加速／減速はゼロであり、設計エネルギーがマッチしたキャビティに入るとそこから実効的な加速が始まる。この仕組みにより、比較的大きなエネルギーアクセプタンスを実現できる。

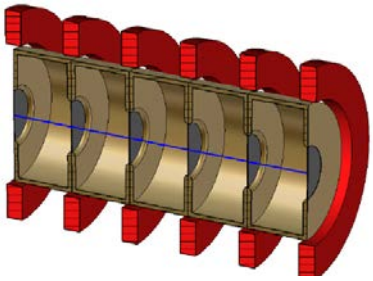


図１　ミュオン加速キャビティ

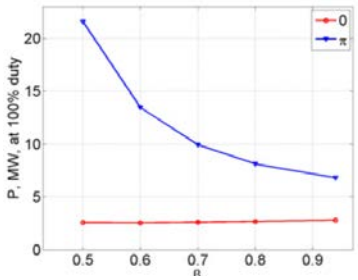


図２　0 モードとπモードの消費電力比較

シミュレーションは、パイオンの生成断面積[1]を基にパイオンを発生させ、崩壊してできたミュオンを磁場でキャビティに導き、各キャビティ内の電磁場を時間変化させ粒子トラッキングする構成となっている。 0 モードキャビティの窓でのエネルギー損失、散乱も含まれており、例えばキャビティを高圧水素ガス／ヘリウムガスで満たした場合のエミッタンス改善効果なども調べることができる。

シミュレーションによると、大アクセプタンスミュオン加速器により数 100 MeV の“第三の”ミュオン源を実現でき、また、素粒子研究への展開としてミュオンコライダーやニュートリノファクトリー[2]で計画されている 300 m にも及ぶインジェクターを 10 m のミュオン加速器で置き換えることも期待できる。

参考文献

[1] D.R.F. Cochran et al., Phys. Rev. D6 (1972) 3085.　[2] J.S. Berg et al, Phys. Rev. ST-AB, 9, 011001 (2006).

---

*Haruo Miyadera

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

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

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:20 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[1M07-12] Quantum Beam Application

Chair:Koichi Kan(Osaka Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1M07] Elemental analysis of nuclear reactor structural materials using ion beam

*Koki Sakamoto[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1], Koh-ichi Mochiki[1] (1. Tokyo City Univ)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1M08] Low-Dose XRF Excited by Proton-Induced Monochromatic X-Rays for Cultural Heritage Analysis

*Yoshiyuki Oguri[1], Taichi Kobayashi[1], Jun Hasegawa[1], Hitoshi Fukuda[1], Naoto Hagura[2] (1. Tokyo Tech, 2. Tokyo City Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1M09] Examination of grafting rate evaluation method for elucidation of reaction dynamics in ion beam graft polymerization method

*shinya nakajima[1], Ryoichi Inoue[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1M10] Temperature Effects on Chemically Amplified Resists Film Irradiated by Electron Beam

*Yuta Ikari[1], Kazumasa Okamoto[1], Naoki Maeda[1], Akihiro Konda[1], Takahiro Kozawa[1], Takao Tamura[2] (1. Osaka Univ., 2. NuFlare Technology, Inc.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1M11] Study on irradiation of resist materials by soft x-ray free-electron laser

*Kazumasa Okamoto[1], Syunpei Kawai[2], Shigeo Hori[2], Yuta Ikari[1], Akihiro Konda[1], Takahiro Kozawa[1], Masaharu Nishikino[3], Masahiko Ishino[3], Thanh-Hung Dinh[3], Hiroo Kinoshita[4] (1. Osaka Univ., 2. Hokkaido Univ., 3. QST, 4. Univ. of Hyogo)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1M12] Demonstration of Isotope CT Using NRF Absorption Method in UVSOR-BL1U

*Khaled Ali[1], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Toshiteru Kii[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki SHIZUMA[2], Hiroyuki Toyokawa[3], Yoshitaka Taira[3], Calin Alexandru Ur[4], Violeta Iancu[4] (1. Kyoto Univ., 2. QST, 3. AIST, 4. ELI-NP)

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

イオンビームを用いた原子炉構造材料の元素分析

Elemental analysis of nuclear reactor structural materials using ion beam

*坂本 宏基[1]，羽倉 尚人[1]，河原林 順[1]， 持木 幸一[1]

[1]東京都市大学

PIXE 分析法により、コンクリート中の元素組成の存在比を明らかにすることで放射化物量評価に活かすことを目的として廃止措置におけるイオンビームを用いた元素分析手法の有効性や課題を検討した。

キーワード：PIXE 分析法、コンクリート、元素分析、放射化物量評価

1. 緒言　本学原子力研究所では、研究用原子炉を廃止措置中である。廃止措置においては、それに伴う解体廃棄物を安全かつ合理的に管理・処分する必要がある。放射化物量評価として PHITS・DCHAIN-SP 計算コードを用い、コンクリート構造材料への中性子束分布と残存放射能量を求めるため、本学原子炉を模擬した計算モデルが作成された[1]。放射化物量評価において構造材組成は重要なパラメータである。新型転換炉ふげんでは原子炉構造材の組成の評価を行っている[2]。特にコンクリートは物量が多く、ばらつきが大きいのでサイトごとに分析・評価することが重要であると示唆している。表 1 にコンクリートの元素組成の NUREG 値ととある研究炉の例を示す。コンクリートには多種の元素が含まれており、原料の違いにより含まれる元素組成が異なることが知られている。ごく微量の元素の存在を明らかにするために、イオンビームを用いた元素分析手法が有効であると考え、廃止措置における元素分析手法としての有効性や課題を検討する。

2. 実験体系　本学 1.7MV ペレトロン・タンデム加速器を用いて、岩石標準試料 JLk-1 の PIXE 分析を行った。測定条件は、入射粒子：プロトン、入射粒子エネルギー:2 MeV、測定時間:3,600 秒とした。PIXE 分析の定量評価として、元素濃度の評価においては以下の式を用いた[3]。

$$\text{カウント} C = \left(\frac{I_b}{e}\right)\sigma_I \omega N d \left(\frac{S}{4\pi D^2}\right)\varepsilon t \times e^{-\mu x}$$

ここで、I_b：ビーム電流、σ_I：内殻電離断面積、ω：蛍光収率、N：原子密度、d：試料厚さ、S：検出器有効断面積、D：試料と検出器の距離、ε：検出効率、t：測定時間、μ：フィルタ材の吸収係数、x：フィルタ材の厚さを示す。低エネルギーX 線は減衰による誤差が大きいため、認証値と誤差 15%以内の精度に定量[4]できることを目標とし評価を行った。

表 1　コンクリートの元素組成の差異(wt%)[1,2]

元素	NUREG値	研究炉A	±比(%)
Na	1.73	1.55	10.6
Mg	0.79	1.36	72.1
Al	6.06	5.76	5.0
Si	28.38	20.40	28.1
S	0.14	0.13	8.5
K	1.93	31.15	1514.8
Ca	6.03	8.10	34.3
Fe	2.28	16.50	623.0

3. 結果・考察　図 1 に岩石標準試料 JLk-1 の定量評価を示す。Si、Mg、Na、Ti については誤差 15%以内での一致を確認した。一方で、KX 線エネルギーが重なってしまう元素では、目標精度より大きな差異を生じた。イオンビームを用いることでルーチン的な分析が容易な点を利用し、各施設により含まれる元素組成が異なる原子炉構造材料の組成評価へ利用することは有効な手段であると考えられる。

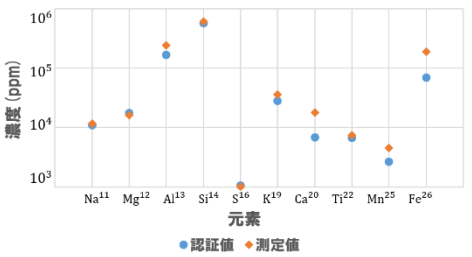


図 1　岩石標準試料(JLk-1)の定量評価

参考文献　1 樫又恒一ほか:PHITS・DCHAIN 計算コードを用いた武蔵工大炉の放射化物量計算、2018 年春原子力学会

2 川太徳夫ほか:日本原子力学会和文論文誌 Vol.9,No.4,P405-418 (2010)

3 羽倉尚人ほか：廃止措置段階にある研究炉施設のコンクリート組成の PIXE 分析、第 34 回 PIXE シンポジウム(2018)

4 千葉廉ほか:日本原子力学会誌 Vol,26,No.10(1984)

*Koki Sakamoto[1], Naoto Hagura[1], Jun Kawarabayashi[1] and Koh-ichi Mochiki[1]

[1]Tokyo City Univ.

陽子線励起単色 X 線を励起源とした文化財分析用低線量 XRF

Low-Dose XRF Excited by Proton-Induced Monochromatic X-Rays for Cultural Heritage Analysis

*小栗 慶之[1]，小林 泰智[1]，長谷川 純[1]，福田 一志[1]，羽倉 尚人[2]
[1]東工大，[2]東京都市大

金属標的への MeV 陽子線照射により発生した単色 X 線を励起源として模擬文化財試料中のコバルト（Co）の XRF 分析実験を行い，PIXE 法に比べて大幅に低い線量で同程度の検出下限が得られる見通しを得た．

キーワード：文化財分析，微量元素，検出下限，XRF，PIXE，放射線損傷，吸収線量，陽子線励起単色 X 線

1. 緒言

PIXE による文化財の分析は，陽子線照射に伴い貴重な試料を損傷するリスクを伴う[1]．そこで，金属標的に陽子線を照射して発生した準単色 X 線を励起源とする低線量 XRF（Proton-Induced XRF；PIXRF）系を試作し，基本的性能を調べた．

2. 実験方法

絵画の分析を想定し，鉱物系青色顔料を $CoCl_2$，定着材（膠）をゼラチンで模擬し，Co を 3.6%含む厚いゼラチン試料を作製した．東工大先導研に設置した PIXRF 系を図 1 に示す．Co の K 吸収端（7.7 keV）より僅かにエネルギーの高い K_αX 線（8.0 keV）を発生する銅（Cu）を励起用 X 線源とした．比較のため 2.5 MeV 陽子による同じ試料の PIXE 分析も行った．吸収線量は試料に入射する X 線，陽子のフルエンスから求めた．

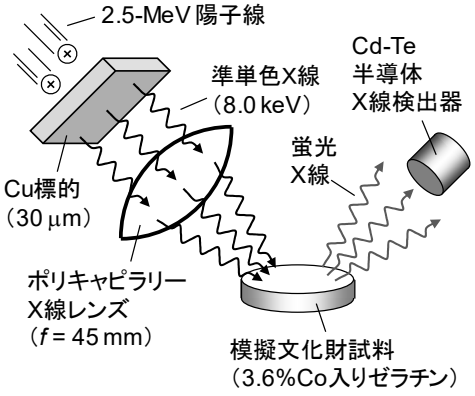


図 1：東工大先導研の PIXRF のセットアップ

3. 実験結果

図 2 に(a)PIXRF と(b)PIXE による X 線スペクトルの測定結果を示す．Co の検出下限 LOD_{Co} と試料の吸収線量 D も図中に示す．PIXRF による検出下限が PIXE と同じ 100 ppm になる場合の線量を見積ったところ約 30 Gy となり，PIXE に比べ 10^{-4} 程度の低線量となることが分かった．

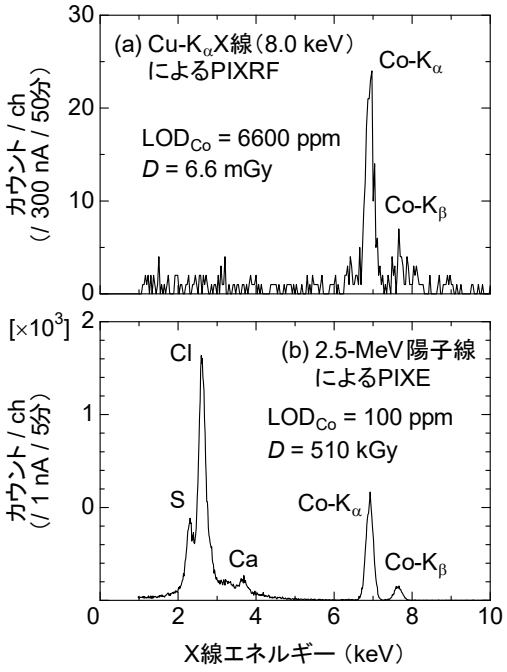


図 2：X 線エネルギースペクトルの測定結果

4. 結言

多元素同時分析とは両立し難いが，貴重な文化財を低線量で分析できる見通しが得られた．今後は通常の XRF 分析との性能の違いや共存する他の元素の影響等を調べる予定である．

本研究は科研費（18H00753）の助成を受けたものである．

参考文献

[1] T. Calligaro, V. Gonzalez and L. Pichon, *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. B* **363** (2015) 135.

*Yoshiyuki Oguri[1], Taichi Kobayashi[1], Jun Hasegawa[1], Hitoshi Fukuda[1] and Naoto Hagura[2]
[1]Tokyo Tech, [2]Tokyo City University

イオンビームグラフト重合法における反応ダイナミクス解明のためのグラフト率評価方法の検討

Examination of grafting rate evaluation method for elucidation of reaction dynamics in ion beam graft polymerization method

*中島　慎弥[1]，井上　凌一[1]，谷池　晃[1]，古山　雄一[1]

[1]神戸大学,

我々は基盤高分子に新たな機能性を付与させる「イオンビームグラフト重合法」の研究を行っている。本研究では基盤となるポリエチレンを陽子ビームで照射すると同時にモノマーを導入し、グラフト重合を行った。試料内部で起こるグラフト重合反応のダイナミクスを解明するために、重量測定法とは異なる評価方法を検討した。

キーワード：グラフト重合，イオンビーム，　タンデム加速器，　モノマー

1. 緒言

既存の高分子に新たな機能性を付与させる方法として放射線グラフト重合法がある。我々はイオンビームグラフト重合法を用いて機能性ポリマーの作製に関する研究を行っている。高分子試料をイオンビームで照射しながらグラフト重合を行う「その場イオンビームグラフト重合法」では、照射とグラフト重合の過程を同時に行うため、真空から取り出すことなくグラフト重合を行うことが可能であり、反応速度の向上が期待できる。本実験ではグラフト率の向上を目指し、重合反応のダイナミクス解明のための基礎実験を行った。

2. 研究目的

これまでの研究によりグラフト率はモノマー圧力や重合時間、入射イオンのフルエンスによる依存性があることが分かった。モノマー圧力が 700 Pa 程度までなるようにチェンバ内に充満させ、その状態で 7200s 重合反応させることによってグラフト率 100 %を上回る試料を得ることができた。グラフト率は照射部分の重量変化によって評価する重量測定法により算出した。しかし重量測定法は誤差が大きいのでグラフト鎖導入量が小さい場合の指標としては不適切である。このためグラフト率を別の評価方法で表すことを検討した。表面観察や内部の元素分析を利用すると微小のグラフト率を算出することができると考えられる。アクリル酸をグラフト重合する場合、作製した試料の酸素量を測定することでグラフト鎖量がわかるので、その時間変化は重合反応のダイナミクスを解明することに用いることができる。

3. その場イオンビームグラフト重合実験

本実験ではターゲットホルダーの前に銅メッシュを設置し、ターゲットホルダーと銅メッシュの間に電圧をかけることで、イオン化したモノマーが試料表面に引き寄せられるような実験体系を構築し、グラフト率の向上を目指した。概形図を Fig.1 に示す。試料は厚さ 30 μm の低密度ポリエチレン(LDPE)、重合させるモノマーはアクリル酸(AA)を使用した。

①本学の 1.7 MV タンデム加速器を用いて、2 MeV の H^+ビームで LDPE に照射すると同時に真空チェンバ内に AA モノマーを導入し、その場同時イオンビームグラフト重合実験を行った。

②重合した試料を N,N-ジメチルホルムアミド(DMF)によりホモポリマーを除去、さらにメタノールを用い洗浄し、その後乾燥させた試料を重量測定法によってグラフト重合率を算出した。

③SEM を用いて作製した試料の表面観察を行った。

④EDS を用いた元素分析から酸素量を測定し、グラフト率との関係を調べた。

実験結果に関しては講演で述べる。

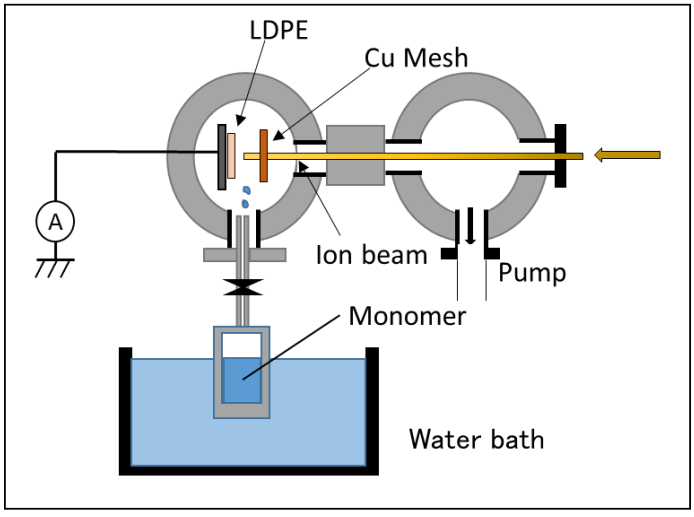


Fig.1. Experimental setup

参考文献

[1] 谷池、井上、中島、古山　日本原子力学会 2019 年春の年会、1G01

*Shinya Nakajima[1], Ryoichi Inoue[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1]

[1]Kobe Univ.,

化学増幅レジスト薄膜における電子線照射による熱影響

Thermal Effect in Chemically Amplified Resist Film Exposed to Electron Beam

*井狩 優太[1]，岡本 一将[1]，前田 尚輝[1]，誉田 明宏[1]，古澤 孝弘[1]，田村 貴央[2]
[1]阪大，[2]株式会社ニューフレアテクノロジー

電子線照射により発生する温度上昇が化学増幅レジスト中での放射線化学反応初期過程に与える影響を調べた。レジスト中の酸収量測定、モデル溶液のパルスラジオリシス測定を行うことで、温度上昇がレジストベースポリマー中で誘起される反応の反応速度・反応過程に対して与える影響を明らかにした。

キーワード：化学増幅レジスト，パルスラジオリシス，電子線

1. 緒言

半導体原板（マスク）の製造工程では電子線描画により基板上で発生する温度上昇が感光剤レジストの感度を変化させる効果が知られており[1]、このことはリソグラフィー工程においてナノサイズの微細なパターン制御を困難にする要因となる。そこで、本研究では、温度上昇によるレジスト感度向上の機構解明を目的として、化学増幅レジストの電子線照射後の酸発生過程に着目した。Poly(4-hydroxystyrene)（PHS）と酸により脱離する置換基（保護基）が部分的に導入された PHS（*t*-BOC-PHS）（**図 1**）を用いて、温度条件を変え、フィルム中の酸収量測定、モデル溶液のパルスラジオリシス測定を行うことで、反応生成物や放射線中間生成物収量を調べた。

2. 実験

試料にはマトリックスとして PHS または *t*-BOC-PHS（PHS の 30%が *t*-BOC 保護された PHS）、感光性の酸発生剤として triphenylsulfonium nonaflate (TPS-nf)、酸の指示薬として Coumarine-6 を用いて[2]、石英基板上に薄膜を形成した。形成した薄膜に対して 75 keV の電子線を線量、基板温度を変えながら、20 – 50 μC/cm^2、25 –180 ˚C の範囲でそれぞれ照射した。その後、クマリン 6 の吸光度を測定することで、酸の発生量を測定した。

パルスラジオリシスは大阪大学産業科学研究所 L バンドライナックからの電子線（28 MeV、8 ns pulse width）を用いて測定波長、溶液温度を変えながら 400 – 1300 nm の波長域、25 – 70 ˚C の温度範囲で過渡吸収分光測定を行い、放射線中間生成物の時間挙動を調べた。試料には *t*-BOC-PHS の PGMEA（propylene glycol methyl ether acetate）溶液（10.23wt%）をシクロヘキサノンで希釈（200 mM/unit）した溶液を用いた。

3. 結果・考察

酸の生成量測定から、酸収量が温度上昇に依存して PHS では 0.047 %/K、t-BOC-PHS では 0.37 %/K 向上することがわかった。温度上昇による酸収量の増加は *t*-BOC-PHS においてより顕著に現れた。また、*t*-BOC-PHS を用いたパルスラジオリシス測定から、サンプル溶液の温度上昇に依存して保護基ユニットのラジカルカチオンの初期収量および減衰速度が向上することがわかった（**図 1(b)**）。以上の結果から、保護基ユニットへのホール移動反応と保護ユニットからの脱プロトン反応が温度上昇により促進されたことが、*t*-BOC-PHS を用いた際の酸収量の大きな温度依存性に寄与することが示唆された。

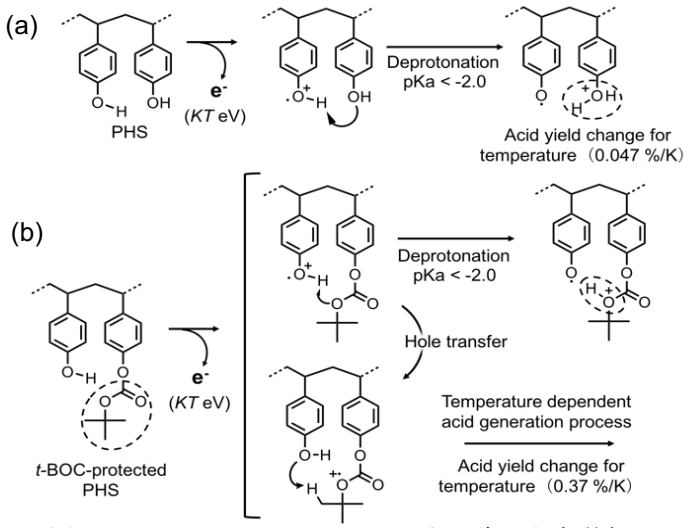


図 1 (a) PHS (b) t-BOC-PHS における酸の発生過程

参考文献

[1] E. de Chambost, B. Allanos, A. Frichet and J. Perrocheau, *J. Vac. Sci. Technol.*, **B4(1)**, 73–77(1986).
[2] T. Shigaki, K. Okamoto, T, Kozawa, H, Yamamoto and S, Tagawa, *Jpn. J. Appl. Phys.*, **45(6B)**, 5445(2006).

*Yuta Ikari[1], Kazumasa Okamoto[1], Naoki Maeda[1], Akihiro Konda[1], Takahiro Kozawa[1] and Takao Tamura[2]
[1]Osaka Univ., [2]NuFlare Technology, Inc.

軟 X 線自由電子レーザーによるレジスト材料照射に関する研究

Study on Irradiation of Resist Materials by Soft X-ray Free-Electron Lase

*岡本 一将[1], 河合 俊平[2], 堀 成生[2], 井狩 優太[1], 前田 尚輝[1], 誉田 明宏[1], 古澤 孝弘[1],
錦野 将元[3], 石野 雅彦[3], ヂン タンフン[3], 木下 博雄[4]
[1]大阪大学, [2]北海道大学, [3]量研, [4]兵庫県立大学

最新の半導体量産用リソグラフィ光源である極端紫外線(EUV)の高出力化のため、加速器ベースの自由電子レーザー（FEL）の開発が検討されている。期待される高フラックス光源の照射がレジスト材料の感度や耐性に与える影響を明らかにするため、理研 SACLA の軟X線 FEL を用いてレジスト材料の感度と耐性について調べた。

キーワード：EUV 自由電子レーザー（EUVFEL），レジスト材料, EUV リソグラフィ

1. 緒言

半導体量産用の製造技術の主要な 1 つであるリソグラフィは、長年にわたり半導体の集積化に向けて発展を遂げてきた。最新のリソグラフィ用露光装置として波長 13.5 nm の極端紫外線(EUV)技術の導入が開始され、今後もその発展が期待されている。スループットや解像性能向上のために、今後キロワット(kW)レベルの EUV 光源が必要となると予測され、X 線自由電子レーザー（XFEL）を現在のプラズマ光源に代わるものとしての検討も行われている。しかしながら波長 13.5 nm の EUVFEL を高フラックス, コヒーレンス光源をレジスト材料に露光した際への感度やアブレーションに対する影響は殆ど明らかにされていない。そこで、種々のレジストフィルムに対して EUVFEL 照射を行い、感度またはアブレーションに対する評価を行った。

2. 実験

SACLA（BL1）からの波長 13.5 nm の EUVFEL 光をシリコンウエハ上に成膜したレジストフィルム(化学増幅型(ポジ型)および非化学増幅型(ポジ型・ネガ型))に照射し、照射後あるいは現像後のパターン形状を測定した。現像前の初期レジスト膜厚は 100 nm ≧である。EUVFEL 光のエネルギーは 1 パルス当たり 10~40 μJ で、ϕ = 150 μm 程度まで拡大し、強度は金属薄膜フィルター (Zr, Si) により調整した。

3. 結論

金属薄膜フィルターが無い場合には、レジストフィルムのアブレーションが起こるため、1%以下の強度まで減衰させて、感度評価を行った。PMMA や ZEP520A などのポジ型非化学増幅型レジストの場合には、EUVFEL 照射により高分子主鎖が分解して低分子量化し現像液に可溶となるが、EUVFEL 強度が高い方がトータルの照射量に対して現像パターン形状が小さくなる傾向が得られた。以前の XFEL 試験加速器の波長 61 nm の照射実験の結果を考慮すると[1]、高密度イオン化が誘起されるほど、高分子の架橋収量が増加し低分子化反応を阻害することが考えられる。一方ネガ型非化学増幅型レジストでは、EUVFEL 強度が強いほど現状パターン形状が大きくなり、矛盾しない結果であった。すなわち、ビームエネルギー密度変化によるレジスト高分子の架橋反応の効率の変化がレジスト感度に影響することが明らかとなった。

参考文献

[1] K. Okamoto et al, Appl. Phys. Express, 5 (2012) 096701.

---

*Kazumasa Okamoto[1], Shunpei Kawai[2], Shigeo Hori[2], Yuta Ikari[1], Naoki Maeda[1], Akihiro Maeda[1], Takahiro Kozawa[1], Masaharu Nishikino[3], Masahiko Ishino[3], Thanh-Hung Dinh[3], Hiroo Kinoshita[4]
[1]Osaka Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]QST, [4]Hyogo Pref. Univ.

Demonstration of Isotope CT Using NRF Absorption Method in UVSOR-BL1U

*K. Ali[1], H. Ohgaki[1], H. Zen[1], T. Kii[1], T. Hayakawa[2], T. Shizuma[2], H. Toyokawa[3], Y. Taira[3], Calin. A. Ur. [4]. V. Iancu[4], G. Turturica[4], M. Fujimoto[5], and M. Katoh[5]

[1]Kyoto Univ., [2] QST, [3]AIST, [4]ELI-NP, [5]UVSOR

Abstract:

By combining the Computed Tomography (CT) technique and Nuclear Resonance Fluorescence (NRF) absorption method (NRF-CT), an isotope specific CT image could be obtained. We have already obtained an isotope-specific CT image of ^{208}Pb in the CT target consisted of a natural lead rod, an iron rod, and vacancy in an aluminum cylinder shielded by an iron cylinder in the BL1U of UVSOR facility. To obtain a higher resolution image and to examine the capability of isotope identification, the CT target was changed to three lead rods with a natural lead, an enriched ^{208}Pb, and an enriched ^{206}Pb put into a bismuth cylinder. The NRF-CT image of ^{208}Pb obtained by the experiment will be discussed.

Keywords:

Nuclear resonance fluorescence (NRF), Computed Tomography (CT), Laser Compton Gamma-ray Beam, Isotope Distribution.

Summary:

By using NRF we can evaluate the quantity of the specific nuclide by measuring the scattered gamma-ray which has the excitation energy of the nuclide or the absorption of the incident gamma-ray. NRF has been studied for non-destructive diagnostics in industrial application, and the isotope imaging inside the spent nuclear fuel canisters and nuclear wastes [1]. Our previous study which carried out at the UVSOR-III electron storage ring has proposed a method to perform tomographic imaging of isotope ^{208}Pb distribution by NRF using LCS gamma-rays [2]. We measured a two-dimensional CT image of a lead isotope, ^{208}Pb, inside a sample of an aluminum cylinder including an iron rod, a lead rod, and a vacancy. The LCS gamma-ray beam with a flux of approximately 10^6 photons/s was provided by LCS of the 1.94-μm wavelength laser (5 W, CW) with 746-MeV energy electrons. The maximum energy of the LCS gamma-ray beam was 5403±16 keV. The diameter of the incident gamma-ray beam on the CT target was 8 mm, which was determined by the collimator located upstream of the BL-1U. To get a higher resolution CT image as well as a demonstration of separation between the isotopes, the lead collimator was changed to be 1 mm in diameter and the CT target was changed to be three cylindrical rods (enriched ^{206}Pb, enriched ^{208}Pb, and natural lead) implanted in a bismuth holder. Figure 1 shows the energy spectrum of the LCS gamma-ray beam measured by the HPGe detector. Two High Purity Germanium detectors were used to measuring the NRF gamma-rays scattered from the witness target (enriched ^{208}Pb). Plastic scintillation detector was used to measure the incident LCS gamma-ray beam flux, and a $LaBr_3$(Ce) detector was used to measure the flux of the transmitted gamma-ray beam. A new 1.896-μm fiber laser system (50 W, CW) has been installed to generate 5.52 MeV LCS gamma-ray beam with a total flux of 1×10^7 photon/s to excite a level with $J^{\pi}=1^-$ at 5.512 MeV in ^{208}Pb. The NRF-CT image reconstruction for the ^{208}Pb is under processing and its results and discussion in the image resolution and the acquiring time will be discussed.

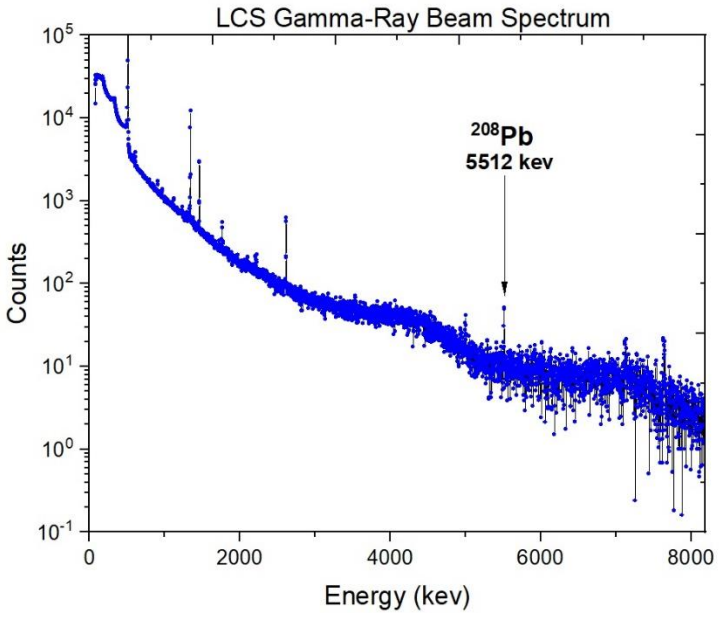


Figure 1 Typical NRF Spectrum from witness target

References:

[1] N. Kikuzawa, R. Hajima, N. Nishimori, E. Minehara, T. Hayakawa, T. Shizuma, H. Toyokawa, and H. Ohgaki, Appl. Phys. Express 2, 036502 (2009).

[2] H. Zen, H. Ohgaki, Y. Taira, T. Hayakawa, T. Shizuma, I. Daito, J. Yamazaki, T. Kii1, H. Toyokawa, and M. Katoh, AIP Advances 9, 035101 (2019).

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

Wed. Sep 11, 2019 4:20 PM - 5:10 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 7:20 AM - 8:10 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[1M13-15] Neutron Application

Chair:Kazumasa Okamoto(Osaka Univ)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[1M13] Improvement of an analysis method for crystalline phase volume fraction using Bragg-edge neutron transmission imaging

*Miyuki Sato[1], Hirotaka Sato[1], Takashi Kamiyama[1] (1. Hokkaido Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[1M14] Improvement of Neutron Resonance Densitometry using a Self-indication Method

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[2], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroshi Yashima[1], Jaehong Lee[1] (1. Kyoto Univ., 2. Kindai Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[1M15] Current status of the MIEZE-type spin echo spectrometer at BL06 VIN ROSE at J-PARC MLF

*Tatsuro Oda[1], Masahiro Hino[1], Hitoshi Endo[2], Fumiaki Funama[3], Yuji Kawabata[1] (1. KURNS, 2. KEK IMSS, 3. Kyoto Univ.)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

中性子透過ブラッグエッジイメージングによる結晶相体積分率解析法の改善

Improvement of an analysis method for crystalline phase volume fraction using Bragg-edge neutron transmission imaging

*佐藤 実有季[1]，佐藤 博隆[1]，加美山 隆[1]
[1]北海道大学 大学院工学院

中性子透過ブラッグエッジイメージングによる結晶相体積分率評価の精度向上を目的とし、1 相当たりの結晶組織効果補正パラメーターを増やした解析を行った。その結果、相分率の評価精度を向上させることができた。

キーワード：中性子透過ブラッグエッジイメージング，結晶相体積分率，RITS，結晶組織効果補正

1. 緒言

自動車鋼板等では複数の結晶相からなる材料が用いられ、相分率と機械特性の関係に関する研究が行われている。傾斜材料など先端的な材料も開発される中、cm 単位以上の大きな構造材料全体の空間にわたって、結晶相体積分率評価ができる測定法の開発は重要である。本研究では中性子透過ブラッグエッジイメージングによる結晶相体積分率の高精度評価を目的とし、ブラッグエッジフィッティング解析コード RITS（Rietveld Imaging of Transmission Spectra）を用いた解析法の改善を行った。

2. 解析方法の改善

2-1. RITS を用いたスペクトルフィッティング解析の課題

RITS を使用することで、結晶配向効果及び結晶子サイズ効果を補正した高精度結晶相体積分率評価が可能である。RITS によりフェライト/オーステナイト複相鋼板の結晶相体積分率評価を行った際の、スペクトルフィッティング解析結果を図 1 に示す。上向きの矢印で示した領域のように、測定したブラッグエッジ透過率スペクトル（Experiment）に対してフィッティング（Before）が一致していない。このことから評価精度改善の余地があると考えた。

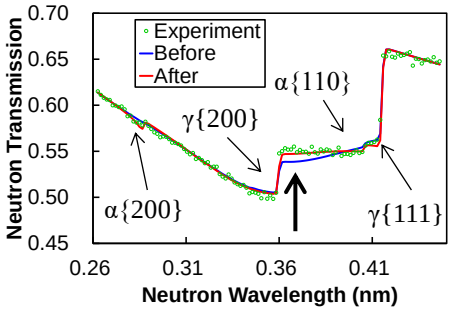


図 1. オーステナイト分率 98%の透過率スペクトルに対するフィッティング解析結果

2-2. スペクトルフィッティング精度ならびに結晶相体積分率評価精度向上のための解析手法の改善

結晶配向効果はスペクトル形状に対して部分的に異なる変化を及ぼす。そのため、測定試料が持つ複雑な結晶方位分布の再現が不十分だったことが、フィッティング精度が低い原因と考えた。そこで、複雑な方位分布を再現するため、結晶方位分布関数を各相 2 つずつ使用して解析を行った。その結果、フィッティング精度が向上した（図 1 の After）。また、結晶相体積分率の評価精度を向上させることができた。

3. 結論

結晶方位分布関数を各相 2 つずつ組み合わせることで、複雑に変化したスペクトル形状へのフィッティング精度が向上し、結晶相体積分率の解析精度向上が可能であることが分かった。

---

*Miyuki Sato[1], Hirotaka Sato[1] and Takashi Kamiyama[1]
[1] Graduate School of Engineering, Hokkaido University

Self-indication 法を用いた中性子共鳴濃度測定の高度化

Improvement of Neutron Resonance Densitometry using a Self-indication Method

*堀　順一[1]、佐野　忠史[2]，高橋　佳之[1]、八島　浩[1]、李　在洪[1]
[1]京大複合研、[2]近大原研

Self-indication 法を用いた中性子共鳴濃度測定を燃料デブリ中に含まれる核物質の定量に適用するために、京都大学電子ライナックを用いて予備実験を行うと共に、数値計算によって小型定常中性子源を用いた非破壊分析の可能性について検討した。

キーワード：非破壊核種分析、核燃料物質、共鳴吸収、Self-indication 法

1. 緒言　福島第一原子力発電所の燃料デブリを炉外に取り出した後に適切に管理するためには、保障措置の観点から核燃料物質の定量が重要な課題である。ところが、燃料デブリには核燃料物質の U, Pu 以外にも燃焼によって蓄積したマイナーアクチニド（MA)、核分裂生成物（FP)、制御材等が含まれているため、被検体中の不純物や放射能の影響を受けることなく、迅速且つ簡便に核物質を非破壊で定量できる分析法が必要である。Self-indication 法は、試料を透過した中性子を測定対象核種から成る indicator に照射し、その indicator からの反応生成物を測定することにより、間接的に透過中性子を測定する手法である。本手法は測定対象核種の共鳴エネルギーの中性子を選択的に高感度で測定できるという特徴を持つ。これまでの研究では、^{238}U を indicator とした実験によって本手法の有効性を明らかにした[1, 2]。本発表では、核分裂性核種を indicator とした Self-indication 法について予備実験と数値計算を行ったので､その結果を報告する。

2. 予備実験及び数値計算　予備実験は京都大学複合原子力科学研究所の電子線形加速器の 12m ビームラインにおいて行った。被検体には高濃縮ウランアルミニウム合金板（HU, 厚さ 1/16”）、indictor には核分裂チェンバー内に装荷した高濃縮ウラン電着膜（10μg）を用いた。加速器の運転条件は、パルス幅 4μs, 繰り返し周波数 50Hz, 電子の加速エネルギー約 30MeV、平均ビーム電流約 100μA とした。測定は被検体を indicator 上流に置いた場合と置かない場合それぞれに対して約 40 時間ずつ行い、核分裂事象に対する TOF スペクトルを取得した。一方、数値計算では、核分裂中性子を円柱型の水モデレータで減速し Gd フィルターによって熱中性子成分を除去した漏えい中性子を、厚さの異なる ^{239}Pu 試料に照射し、透過中性子を indicator の ^{239}Pu に照射したときの核分裂率をモンテカルロ・シミュレーション計算によって求めた。

3. 結果　予備実験で得られた TOF スペクトルの比較を図 1 に示す。ビーム上流に HU を置いたことによって、U-235 の 1.1, 3.1, 7.0, 9.7eV 共鳴による吸収が観測され、熱外中性子領域では約 15%の計数率の減少が見られた。数値計算の結果を図 2 に示す。Indicator に ^{239}Pu を用いた場合、0.3eV の第一共鳴による吸収が顕著に観測され、10^{-3} /b の厚さの ^{239}Pu に対して、全計数率が約 50%減少することが分かった。このことから、パルス中性子源を用いた TOF 測定を行わなくても、小型定常中性子源を用いた全計数率の変化から ^{239}Pu を定量できる見通しが得られた。

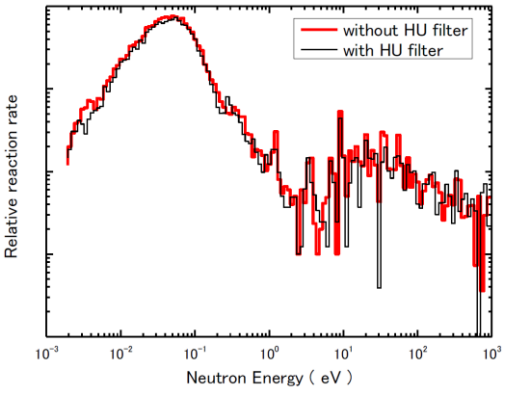


図 1 U-235 indicator の TOF スペクトルの比較

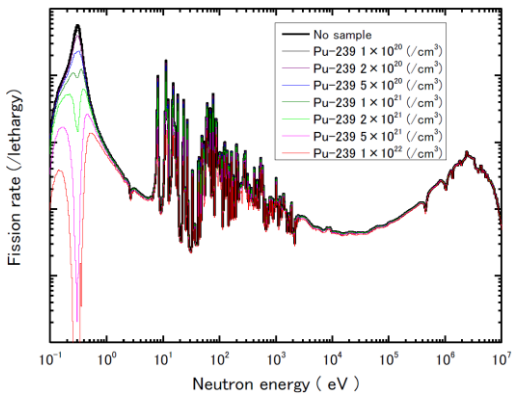


図 2 Pu-239 indicator の TOF スペクトルの比較（数値計算）

謝辞　本研究は JSPS 科研費 JP17K07012 の助成を受けたものである。

[1] 堀他、日本原子力学会 2016 年秋の大会、2N01、[2] 堀他、日本原子力学会 2018 年春の年会、2I19

*Jun-ichi Hori[1], Tadafumi Sano[2], Yoshiyuki Takahashi[1], Hiroshi Yashima[1], Jaehong Lee[1]
[1]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, [2]Kindai University Atomic Energy Research Institute

J-PARC MLF BL06 VIN ROSE の MIEZE スピンエコー分光器の現状

Current status of the MIEZE-type spin echo spectrometer of BL06 VIN RIOSE at J-PARC MLF

*小田 達郎[1]，日野 正裕[1]，遠藤 仁[2]，船間 史晃[3]，川端 祐司[1]
[1]京大複合研，[2]KEK 物構研，[3]京大院工

中性子スピンエコー法は，中性子のスピンの情報を用いて物性試料のスローダイナミクスを観測することができる高分解能中性子散乱分光法である．J-PARC MLF BL06 における MIEZE 型スピンエコー分光器の現状と今後の展開について発表する．

キーワード：中性子スピンエコー分光法，MIEZE，準弾性中性子散乱，パルス中性子，J-PARC

J-PARC MLF の中性子ビームライン BL06 “VIN ROSE” には，2 種類の共鳴型中性子スピンエコー分光器が建設されている．Neutron resonance spin echo (NRSE) 型分光器では，回転楕円形集光ミラーを用いた位相補正によって，フーリエタイムとして 100 ns 以上の高分解能測定を目指している．もう一方の Modulation intensity with zero effort (MIEZE) 型分光器では，高磁場を含む様々な試料環境やスピン偏極解析が容易である特長を活かして，従来のスピンエコー法では困難だった測定対象のスローダイナミクス研究を目指している．

MIEZE 型スピンエコー法では，異なる振動数で駆動する 2 つの共鳴スピンフリッパーによって，同一スピン状態にあってエネルギーの異なる中性子の重ね合わせ状態をつくり，中性子強度の時間的な正弦振動（スピンエコーシグナル）を観測する．パルスビームに対応した共鳴スピンフリッパーの調整により，0.2 kHz から 400 kHz の広い振動数帯のスピンエコーシグナルを観測することに成功した．振動数の切り替えと広い波長帯のパルスビームを利用することで，サブピコ秒からナノ秒オーダーの広い時間スケールの準弾性散乱を観測することが可能になる．

BL06 MIEZE 分光器では，2018 年 A 期のビームタイムから共同利用を開始した．発表では，BL06 MIEZE 分光器の現状とこれまで得られた結果，今後の展開について述べる．

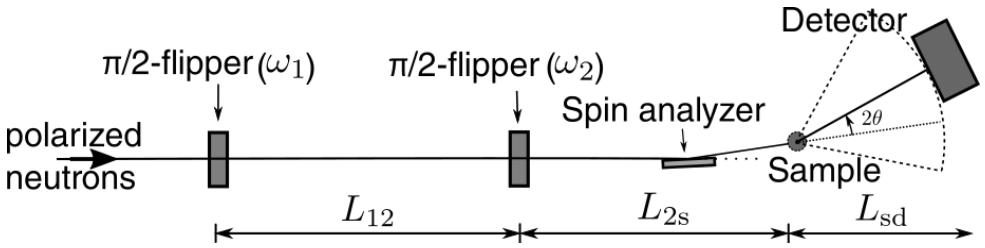


図 1. MIEZE 分光器の概略図

参考文献

[1] H. Endo, T. Oda, M. Hino, and T. Hosobata, Physica B **564**, 91-93 (2019)

[2] T. Oda, M. Hino, H. Endo, N. L. Yamada, Y. Kawabata, H. Seto, JPS Conf. Proc. **22**, 011029 (2018)

*Tatsuro Oda[1], Masahiro Hino[1], Hitoshi Endo[2], Funama Fumiaki[3], Yuji Kawabata[1]
[1]KURNS, Kyoto Univ., [2]IMSS, KEK, [3]Kyoto Univ.

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

Wed. Sep 11, 2019 5:10 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 8:10 AM - 9:00 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[1M16-18] Medical RI Manufacturing

Chair:Yoshiyuki Oguri(Tokyo Tech)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1M16] Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211

(1)Liq. Bi target project overview

*Noriko S. Ishioka[1], Shigeki Watanabe[1], Hiroo Kondo[3], Toshihide Takai[2], Tomohiro Furukawa[2] (1. QST, 2. JAEA, 3. QST(present affiliation:MHI))

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1M17] Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211

(2)Irradiations to the liquid bismuth target

*Shigeki Watanabe[1], Hiroo Kondo[3], Masashi Koka[4], Toshihide Takai[2], Tomohiro Furukawa[2], Noriko S Ishioka[1] (1. QST, 2. JAEA, 3. QST (present affiliation: MHI), 4. Beam Operation)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1M18] Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211

(3)Compatibility of Candidate Materials of the Target Window with High Temperature Liquid Bismuth

*Tomohiro Furukawa[1], Toshihide Takai[1], Hiroo Kondo[3], Shigeki Watanabe[2], Noriko Ishioka[2] (1. JAEA, 2. QST, 3. QST (present affiliation: MHI))

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

がん治療用アスタチン 211 の連続製造を可能にする液体ビスマス標的の開発 （1）プロジェクトの概要

Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211
(1) Liq. Bi target project overview

*石岡 典子[1]，渡辺 茂樹[1]，近藤 浩夫[3]，高井 俊秀[2]，古川 智弘[2]
[1]QST，[2]JAEA，[3]QST（現、三菱重工業）

体内に投与する次世代のがん治療薬として期待が高いα線放出核種、アスタチン-211（^{211}At）を大量で尚且つ連続的に製造するための液体ビスマス標的開発について報告する。

キーワード：ビスマス，液体金属，イオンビーム，RI 製造，標的アイソトープ治療

1. 緒言

がんに放射線をあて、細胞の増殖を抑えたり、死滅させたりする治療法を放射線治療という。放射線治療の一種である標的アイソトープ治療は、がんに指向性を有する物質に放射性同位元素（RI）を組み込んだ薬剤を投与し、体の内側からがん細胞を照射する治療法である。近年、標的アイソトープ治療におけるα線放出核種による治療効果が大きく取り上げられている。α線放出核種の中でも、^{211}At は国内における薬剤開発研究が盛んであり[1]、近い将来、臨床応用へ進むものと予想される。この様な状況の下、本プロジェクトでは、より多くの患者へ ^{211}At 治療薬を届けるために課題となっている、^{211}At 製造におけるビスマス(Bi)標的について、RI 製造の既成概念を打ち破る新たな標的の在り方として、液体 Bi 標的の開発を進めている。

2. 液体 Bi 標的の開発

^{211}At を大量に製造するためには、^{209}Bi(α,2n)^{211}At 反応の利用が必須であるが、標的である Bi の融点が低いため、高電流照射時の溶融が問題となり、製造量に限界がある（最大製造量 : 6.6 GBq[2]）。本プロジェクトでは、従来の様に溶融を防ぐための除熱では無く、標的を液体 Bi とすることにより高電流照射を可能にし、さらには、飽和蒸気圧の高い ^{211}At を連続的に取出す手法の実現を目指している。具体的な目標は、数十 GBq の ^{211}At 製造を実現する設備の将来像として、mA 級の高電流α ビーム照射である。国内外の液体金属標的の実績において Bi 単体を取り扱う例はほとんど無く、イオンビーム照射では標的が小さい。以上のことから、^{211}At の連続・大量製造を実現する新発想の製造概念を確立するため、液体 Bi 標的システムの概念検討、プロトタイプの製作、原理検証試験（要素試験を含む）を計画し、実施しているところである。本発表では、3 件のシリーズ発表の第一弾として、これらプロジェクトの概要について報告する。

謝辞

本研究は JSPS 科研費（JP16K13727, JP18H03716）の助成を受けて実施したものです。

参考文献

[1] 石岡典子他、月間インナービジョン 11 月号, 46-48 (2018)

[2] M. R. Zalutsky et al., J Nucl Med., 42, 1508-15 (2001)

---

*Noriko S. Ishioka[1], Shigeki Watanabe[1], Hiroo Kondo[3], Toshihide Takakai[2] and Tomohiro Furukawa[2]
[1]QST, [2]JAEA, [3]QST (Present affiliation: MHI)

がん治療用アスタチン 211 の連続製造を可能にする液体ビスマス標的の開発 (2)液体ビスマス標的の照射試験

Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211
(2) Irradiations to the Liquid Bismuth Target

*渡辺　茂樹[1]，近藤　浩夫[3]，江夏　昌志[4]，高井　俊秀[2]，古川　智弘[2]，石岡　典子[1,2]
[1]QST，[2]JAEA，[3]QST（現、三菱重工業），[4]ビームオペレーション

アスタチン-211(At-211)製造用標的としての有用性を評価するため、液体ビスマス標的へのヘリウムビーム照射試験を実施し、標的中に生成する放射性同位元素(RI)の定性・定量および放射能分布について報告する。

キーワード：ビスマス，液体金属，イオンビーム, RI 製造, 標的アイソトープ治療

1. 緒言

液体ビスマス標的開発の基礎実験として、固体ビスマス標的と同様に液体ビスマス標的でも At-211 が生成できることを示すことが不可欠である。そこで本研究では、液体ビスマス標的にヘリウムビームを実際に照射し、ビスマス標的中での At-211 生成放射能量および放射能分布について調べた。

2. 実験

QST 高崎研イオン照射研究施設の RI 製造用ビームラインに設置した液体ビスマス標的（ビスマス重量 8000 g、純度≧99.99%）を 280–300 °C で加熱し、AVF サイクロトロンを用いて加速したヘリウムビーム（入射エネルギー28 MeV、電流値 1–8 μA）を照射した。標的容器の放射線量を十分減衰させた後、標的中の複数箇所からビスマスを採取し、ゲルマニウム検出器を用いてサンプル由来のγ線測定を行った。

3. 結果・考察

採取したサンプルのγ線測定では At-211 の壊変生成物である Bi-207 由来のγ線が検出され、ヘリウムビームの照射により At-211 が生成したことを示された（図参照）。次に、570 keV のγ線カウントから Bi-207 の放射能量を定量し、その値から At-211 の生成放射能量を算出した結果、生成量は 275–373 MBq であった。この値は、これまでの照射実績（1–8 μA および固体ビスマス標的照射での At-211 生成率（15–21 MBq/μA*h）[1]から算出した推定生成量（250–350 MBq）とほぼ同程度であった。以上の結果から、液体ビスマス標的を用いることで固体標的と同様に At-211 が生成できることが示された。また、Bi-207 の放射能濃度は標的表面付近が最も高く、深部が低くなる傾向が見られた。この結果から、生成した At-211 は標的上部に移行していた可能性が示唆された。

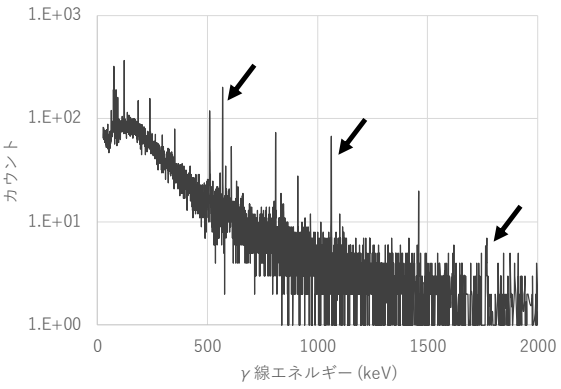


図 採取した Bi サンプルのγ線スペクトル

謝辞

本研究は JSPS 科研費（JP16K13727, JP18H03716）の助成を受けて実施したものです。

参考文献

[1] S. Watanabe et al., QST Takasaki Annual Report 2015, (2016) 145.

---

*Shigeki Watanabe[1], Hiroo Kondo[3], Masashi Koka[4], Toshihide Takai[2], Tomohiro Furukawa[2] and Noriko S. Ishioka[1]
[1]QST, [2]JAEA, [3]QST (Present affiliation: MHI), [4]Beam Operation

がん治療用アスタチン 211 の連続製造を可能にする液体ビスマス標的の開発 (3) 標的窓候補材の高温液体ビスマスとの共存性

Development of Liquid Bi Target for Continuous Production of Therapeutic Radionuclide Astatine-211
(3) Compatibility of Candidate Materials of the Target Window with High Temperature Liquid Bismuth

*古川　智弘[1]，高井　俊秀[1]，近藤　浩夫[3]，渡辺　茂樹[2]，石岡　典子[2]
[1]JAEA，[2]QST，[3]QST（現、三菱重工業）

高温液体ビスマス中での高耐食性が要求される標的窓の候補材料として 4 種（レファレンス材料を含む）を選定し、500℃-500h の停留ビスマス中における耐食性試験を行った結果について報告する。

キーワード：腐食、ビスマス、液体金属、RI 製造、標的アイソトープ治療

1. 緒言

液体ビスマス標的の標的窓は極薄肉構造（~0.2mmt）となることから、液体ビスマスに対する優れた耐食性が要求される。本研究では、加速器駆動未臨界炉や重金属冷却高速炉の冷却材として使用予定の鉛ビスマス中での鋼材の腐食研究知見に基づき、4 種の候補材料を選定して 500°C-500h の停留ビスマス中で浸漬試験を実施し、それらの腐食挙動を調べた。

2. 実験

本研究に供した候補材は、SUS304（レファレンス）、Mod.9Cr-1Mo 鋼、FeCrAl-ODS 鋼および 22Cr-5Al 鋼の 4 鋼種である。実験では、ビスマス（純度≧99.99%）を充填した高純度アルミナ製坩堝内に供試材を装填し、Ar ガス雰囲気下で 500°C-500h の加熱保持（浸漬）を実施した。この時、ビスマス中に十分な酸素が供給されていると仮定すれば、ビスマス中溶存酸素濃度は 1.1×10^{-3}wt%となる[1]。浸漬後、供試材を切断・研磨し、SEM-EDX による断面組織観察を実施した。

3. 結果と結言

SUS304 は、鋼表面に FeCr 系酸化物の形成が認められず、鋼中へのビスマスの侵入とビスマス中への鋼からの Ni･Cr･Fe の溶出を伴う「液体金属腐食」の様相を呈していた。腐食の程度は、鉛ビスマス中での同系鋼の結果[2]と比較して大きい傾向にあるが、その腐食進行は全面的に一様（深さ~10μm）であった。Mod.9Cr-1Mo 鋼は、厚さ~数 μm の FeCr 系酸化物が鋼表面に形成され、それが保護被膜となって腐食進行を抑制していることが確認されたが、一部分ではそれが機能せず、深さ約 50μm の液体金属腐食が生じていた。これらに対し、Al を含有する FeCrAl-ODS 鋼および 22Cr-5Al 鋼では、FeCr 系酸化物より有効な保護被膜と考えられる Al 系酸化物が鋼表面に~数 μm の厚さで形成していた（図参照）。液体金属腐食の様相も観察されず、これら Al 含有鋼は高温液体ビスマスに対する優れた共存性を有することが確認された。

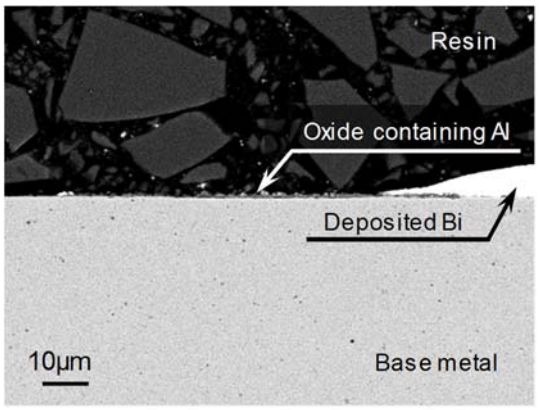


図 FeCrAl-ODS鋼断面のSEM反射電子像

謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP18H03716 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties,
Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies, 2015 Edition, OECD-NEA, NEA No. 7268
[2] T. Furukawa et al., Journal of Nuclear Science and Technology 41, 3 (2004) 265-270

*Tomohiro Furukawa[1], Toshihide Takai[1], Hiroo Kondo[3], Shigeki Watanabe[2] and Noriko Ishioka[2]
[1]JAEA, [2]QST, [3]QST (Present affiliation: MHI)

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

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 10:50 AM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[1N01-03] Radiation Dose Measurement/Evaluation

Chair:Noriaki Nakao(Shimizu)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1N01] Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

(3)アルベド法の設定パラメータの検討

*Ayumi Wada[1], Fumiyoshi Nobuhara[2], Norihiro Matsuda[3], Yoshihiro Hirao[4] (1. Toshiba Energy Systems and Solutions Corporations, 2. TNS, 3. JAEA, 4. MRI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1N02] Duct streaming studies for JT-60 building

(2)Neutron shiealding design for ducts

*Seiichiro Tanaka[1], Koichi Okuno[1], Atsuhiko Sukegawa[2] (1. HAZAMA ANDO CORPORATION, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1N03] Radiation measurement with SLAM and dose analysis

*Akihiro Ishikawa[1], Hidenori Kawano[1], Minehito Kobayashi[1], Terumasa Sanpei[1], Alan Shippen[2], Rosie Lester[2], Matthew Paul Mellor[2] (1. ATOX , 2. CREATEC)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

アルベド法による合理的な迷路の線量評価手法の策定
(3)アルベド法の設定パラメータの検討

Study on reasonable dose estimation by Albedo method for radiation streaming through an entranceway

(3) Survey on the components of Albedo method

*和田亜由美[1]，延原　文祥[2]，松田　規宏[3]，平尾　好弘[4]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]東京ニュークリアサービス株式会社，[3]原子力機構，[4]海技研

迷路構造における線量評価手法として、アルベド法、モンテカルロ法、DUCT-III コード（開発元：高エネルギー加速器研究機構）が広く使われているが、この中でもアルベド法は使用が簡便で、さらに手法の説明が容易である。一方でアルベド法の短所として、散乱距離、入射角や反射角、アルベド係数を設定する際に、過度に保守的となる場合がある。そこで本シリーズ発表では、簡便でかつ説明が容易なアルベド法を詳細化し、迷路の線量率を合理的に評価する手法の策定を進めている。

キーワード：遮蔽解析，迷路，アルベド法，モンテカルロ法，DUCT-III コード

1. はじめに

2019 年春の年会でのシリーズ発表(1)および(2)では、表 1 に示すように原子力学会遮蔽ハンドブックに掲載されている参考文献[1]の Z 字型のダクトモデルを用いたアルベド法および各計算コードによる評価結果を報告した。表 1 の①～⑥のように、ストリーミング線の線量の寄与成分は全 6 つに分類でき、これらの寄与成分の内訳を他の計算コードだけでなくアルベド法によっても明確にできれば、アルベド法による計算の過度な保守性を排除でき計算精度の向上にも繋がる手がかりとなる。

そこで、本発表のシリーズ(3)では、表 1 の「①1 回散乱」および「③線源周囲壁による散乱影響」に着目して、アルベド法による評価結果が過度な保守性を持っていないかを検討する。

2. 「③線源周囲壁による散乱影響」の解析条件

図 1 に示すように、1 回目の散乱点を線源から見て評価点の反対側、2 回目の散乱点を第 1 脚屈曲部として設定し、「③線源周囲壁による散乱影響」のストリーミング線量をアルベド法により計算する。

3. 結論

表 1 の「①1 回散乱」および「③線源周囲壁による散乱影響」をアルベド法で計算した結果、他の計算コードの評価結果に比べてアルベド法による評価結果はほぼ同等の値が得られたため、妥当であることを確認した。

表 1　Z 字型のダクトモデル[1]の評価結果
（2019 年春の年会での発表内容）

表中の単位：mR/h

寄与成分	アルベド法	実験値	PHITS	DUCT-III
①1回散乱	37.4※1、2 ※1 アルベド係数αは、実務マニュアル推奨値を適用。 ※2 アルベド法の計算結果に対して、15倍の安全係数を乗じて算出した値	20.3	19.7※ ※建方散乱を除いた値は、14.8 (mR/h)である。	27
②多重散乱（2回～10回散乱）				
③線源周囲壁による散乱影響				計算結果に含まず
④空気散乱				不明
⑤コーナーリップ散乱効果				
⑥コーナーリップ透過効果				計算結果に含まず
合計	37.4 ＞	20.3 ＞	19.7 ＜	27

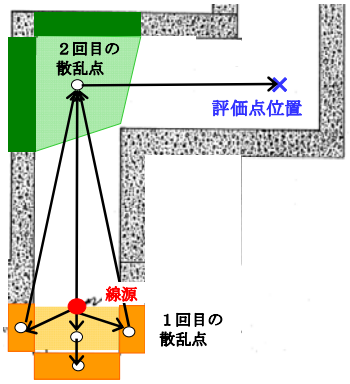


図 1 アルベド法による「③線源周囲壁による散乱影響」の評価モデル図

参考文献

[1] C.W.Terrell, et al, Radiation Streaming in Ducts and Shelter Entrance Way, Final Report 1158A02-7

---

*Ayumi Wada[1], Fumiyoshi Nobuhara [2], Norihiro Matsuda[3], Yoshihiro Hirao[4]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Co. LTD，[2]Tokyo Nuclear Services Co.LTD.，[3]Japan Atomic Energy Agency，[4] National Maritime Research Institute

JT-60 建屋におけるダクトストリーミング評価に関する研究
(2)ダクト部の合理的な中性子遮蔽設計

Duct streaming studies for JT-60 building
(2) Neutron shielding design for ducts

*田中　聖一朗[1]，奥野　功一[1]，助川　篤彦[2]
[1]安藤ハザマ，[2]量子科学技術研究開発機構

プラズマ発生装置建屋の新規貫通口部の耐震補強を含めた遮蔽構造の設計を行うために、3 次元放射線輸送計算コード PHITS[1]を用いた線量分布評価手法の検討を進めている。簡易計算手法[2]により事前に検討した追加遮蔽体の概念設計案について、3 次元モンテカルロ計算による建屋貫通口部のストリーミング評価を実施し、合理化を試みた。結果として、概念設計案に比べて遮蔽体を低減できることがわかった。

キーワード：プラズマ発生装置、JT-60、中性子、ダクトストリーミング、PHITS

1. 緒言

プラズマ発生装置が設置される装置建屋（本体室：幅 40m×40m、高さ 40m、コンクリート壁厚 2m）に新規に設けられたヘリウム冷媒配管の貫通口部（開口面積 1m×1m）の形状は、事前の簡易計算手法で得た追加遮蔽体の概念設計案では 2 回屈曲するとしている（図 1）。簡易計算手法による遮蔽設計では、その手法の適用対象が限定されるため、貫通口部の合理的な遮蔽構造を検討するうえで、その適用性に課題があった。そこで、簡易計算手法による概念設計案に対し、ストリーミング成分が材質とそのアルベド成分で決まることに着目し、2 脚目以降の遮蔽体構造の工夫を行うことにより合理化を試みた。具体的には、3 次元モンテカルロ計算により、図 1 に示す追加遮蔽体のコンクリート削減量を把握するために合理化前後の貫通口部のストリーミング評価を実施・比較した。

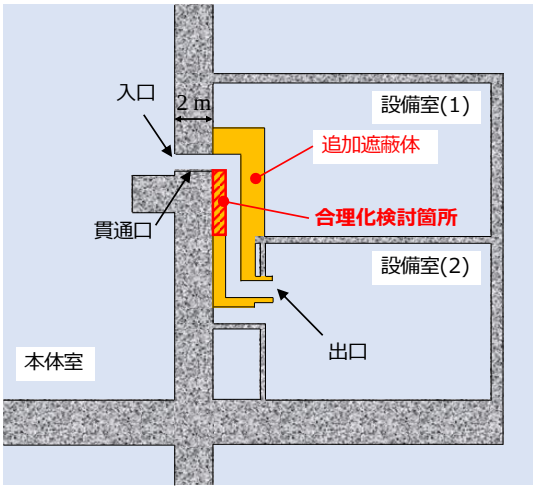


図 1　装置建屋ダクト部断面の模式図

2. 建屋貫通口部のストリーミング評価

簡易計算手法により得られた追加遮蔽体の概念設計案に対し、PHITS コードにより計算した貫通口内における中性子線量の減衰率を比較した結果を図 2 に示す。貫通口中心軸上における線量率の減衰は全体的に概ね一致しており、貫通口出口における中性子線量率は入口の約 6 桁落ちとなることを確認した。

3. 遮蔽体構造の合理化検討

併せて、2 脚目の建屋側の遮蔽体の一部（コンクリート重量：約 7 トン）を削減した遮蔽設計において、PHITS コードを用いて貫通口部周辺の中性子線量評価を実施した。この結果、建屋側遮蔽体の一部を削減しても貫通口出口部の中性子線量分布の変化はほとんど無く、当該遮蔽体を削減できることがわかった。

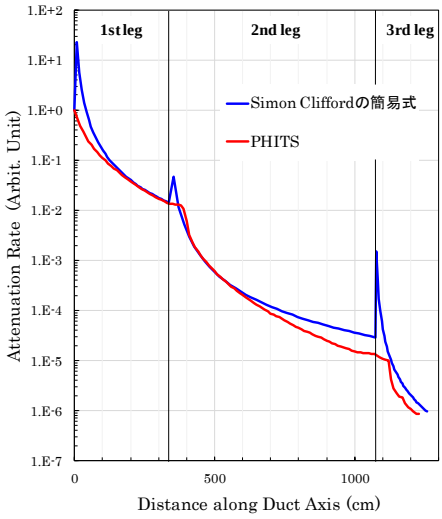


図 2　ダクト内ストリーミング中性子線量の減衰率にかかる簡易計算法及びモンテカルロ法による計算値の比較

参考文献

[1]　T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, *et al.*, PHITS, Version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55, pp 684-690 (2018)
[2]　A, Simon, C. E. Clifford, The Attenuation of Neutrons by Air Ducts in Shields, Nucl. Sci. Eng., 1,156 (1956)

* Seiichiro Tanaka[1], Koichi Okuno[1] and Atsuhiko Sukegawa[2]
[1]Hazama Ando Cop., [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

SLAM を利用した放射線計測と線量解析

Radiation measurement with SLAM and dose analysis

*石川晃大[1]，河野秀紀[1]，小林峰人[1]，三瓶晃優[1]，
Alan Sippen[2]，Rosie Lester[2]，Matt Mellor[2]，
[1]アトックス，[2]CREATEC

SLAM 技術と放射線検出器を組み合わせ、放射線環境を三次元で測定できる CREATEC 社の Recon について、原子力発電所等での実用に向けた測定試験を行った。さらに、取得したデータを同社の線量解析システム N-Visage Fusion を用いて線量解析を行い、三次元点群と線量率分布を得た。

キーワード：SLAM，放射線計測，線量解析

1. 緒言

CREATEC 社が開発した Recon は SLAM（Simultaneous Location And Mapping）を応用し放射線検出器を搭載した手持ち型の測定器で、ディスプレイには位置情報や線量率をリアルタイムで表示できる（図 1）。通常、放射線計測後のホットスポットや線量率分布の整理は、手作業で測定結果を現場図面等に記載する場合がほとんどである。一方、Recon では三次元計測と放射線計測を同時に行い一組のデータとして保存される。そのデータは同社の線量解析ソフト N-Visage Fusion に取り込んで解析することで、汚染強度分布の推定及び線量率分布の作成ができる。

本件では、Recon の測定試験及び N-Visage Fusion を用いた線量解析を行い、原子力発電所等の放射線管理、調査への適用性を確認した。

2. 測定試験と線量解析

2-1. Recon を用いた測定試験

Recon による測定試験を福島県双葉町の神社にて行った。神社周辺の線量率は最大 10 μ Sv/h 程度であった。また、位置情報とともに得られた各地点の γ 線エネルギースペクトルから、主要核種は ^{137}Cs であることが分かった。



図 1　Recon の外観

2-2. N-Visage Fusion を用いた線量解析

Recon の測定で得た点群、測定した軌跡の線量率を N-Visage Fusion で解析し、汚染強度分布を推定した。その結果から線量率分布を算出し、三次元点群上に重ねたものを図 2 に示す。なお、N-Visage Fusion は推定した汚染強度分布を変化（除染に相当）させたり、遮蔽モデルを設定したりすることで、後の線量率を予測計算できる。

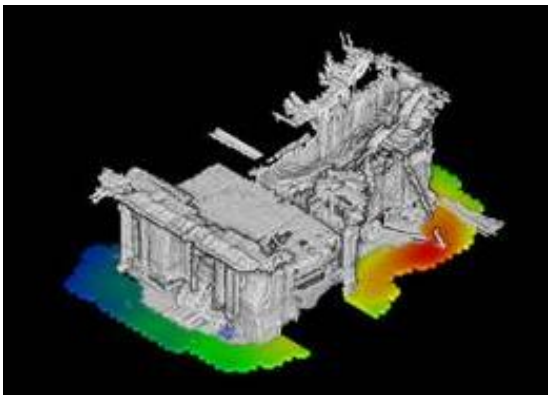


図 2　三次元点群と線量率分布

3. 結論

本件の測定試験において、移動しながら点群の取得ができたこと、その測定軌跡（線量率）と紐づいた記録が確認されたことから、SLAM の有効性が確かめられた。しかし、本測定試験は低線量率かつ短時間測定であったことから、取得できた点群及び線量率データが少なく、より詳細な解析を行うのに十分ではなかった。今後は多数データの取得や高線量率環境での使用についても検討していく。

*Akihiro Ishikawa[1], Hidenori Kawano[1], Minehito Kobayashi[1], Terumasa Sampei[1], Alan Shippen[2], Rosie Lester[2], Matt Mellor[2]
[1]ATOX CO., LTD.　[2]CREATE TECHNOLOGIES LTD.

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

Wed. Sep 11, 2019 10:50 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[1N04-07] Radiation Shielding

Chair:Yoshitomo Uwamino(Shimizu)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[1N04] Study on shielding performance for an accelerator-driven transportable neutron source

*Masato Tachibana[1], Tomohiro Kobayashi[2], Yujiro Ikeda[2], Yoshie Otake[2], Jun Kawarabayashi[1], Naoto Hagura[1] (1. Tokyo City University, 2. Institute of Physical and Chemical Research)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[1N06] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(9)Measurement and simulation of neutron attenuation length in concrete shield using activation detectors

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Tsuyoshi Kajimoto[3], Robert Froeschl[4], Markus Brugger[4], Stefan Roesler[4], Elpida Iliopoulou[4], Angelo Infantino[4] (1. Shimizu Corporation, 2. KEK, 3. Hiroshima Univ., 4. CERN)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[1N07] Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(10)Measurement of neutron energy spectra by using an organic liquid scintillator in labyrinth

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Lee Eunji[4], Hiroshi Yashima[5], Tetsurou Matsumoto[6], Akihiko Masuda[6], Takahiro Oyama[2], Seiji Nagaguro[2], Yoshitomo Uwamino[3] (1. Hiroshima Univ., 2. KEK, 3. Shimizu, 4. Kyushu Univ., 5. Kyoto Univ., 6. AIST)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

可搬型加速器中性子源 RANS-Ⅱの遮蔽性能研究

Study on shielding performance for an accelerator-driven transportable neutron source

*橘　雅人[1]，小林　知洋[2]，池田　裕二郎[2]，羽倉　尚人[1]，河原林　順[1]，大竹　淑恵[2]
[1]東京都市大学，[2]理化学研究所

インフラ構造物の劣化診断技術要請に応えるため理化学研究所の加速器小型中性子源 RANS(RIKEN Accelerator-driven compact Neutron Source)を用いた中性子の診断技術開発が進められている。屋外作業となるインフラ構造物劣化診断には、更なる中性子源の小型化が必須であり、可搬型中性子源のプロトタイプ RANS-Ⅱの開発が開始された。RANS-Ⅱの線源ステーション部に着目し、ターゲット周辺の構造材および遮蔽評価を行った。

キーワード：可搬型加速器，中性子源，モンテカルロ粒子輸送計算，放射線遮蔽

1. 緒言

RANS-Ⅱは、Li ターゲットに 2.49MeV 陽子を入射し ^{7}Li(p,n)^{7}Be 反応で中性子を発生させる。この反応は比較的低い陽子エネルギーで中性子発生が可能で、発生する中性子エネルギーが低く、遮蔽体を含めて中性子源全体重量を小さくできる利点がある。そこで、本研究では、粒子輸送計算コード PHITS[1]による系統的な計算により線量率低減と遮蔽体軽量化の観点から検討評価を行い、遮蔽体性能を最適化することを目的とする。

2. 計算・遮蔽評価

RANS-Ⅱでは、直径 2cm、厚さ 80μm の Li ターゲットに 2.49MeV の陽子線を照射し、中性子を発生させる。Li ターゲットから発生する中性子線源の特性を確認するため、ターゲット中心から半径 10cm 離れた位置に、0 度から 90 度まで 30 度おきに表面積が 4cm^2 の仮想検出器 4 台を置きそれぞれの角度の中性子スペクトルを求めた(図 1)。

次に、発生する中性子線と中性子の反応によって発生するガンマ線を効率的に遮蔽するために必要な材料を選択した。選択では材料の中性子の減速・吸収およびγ線の減衰特性を考慮した。遮蔽構造は柔軟性を考慮してターゲット周辺を覆う多層体とした。遮蔽の最適化では各材料の厚さ、配置をパラメータとして中性子線、γ線、それぞれの寄与と全線量の評価を行った。また ICRP による線量限度（12.5[μSv/h]）を参考に、遮蔽材表面が 10[μSv/h]以下となる線量を目標とした。一方、全体重量はできるだけ軽量化を意識して標準的な中型トラックの積載量である 6.5[t]以下を目標とした。

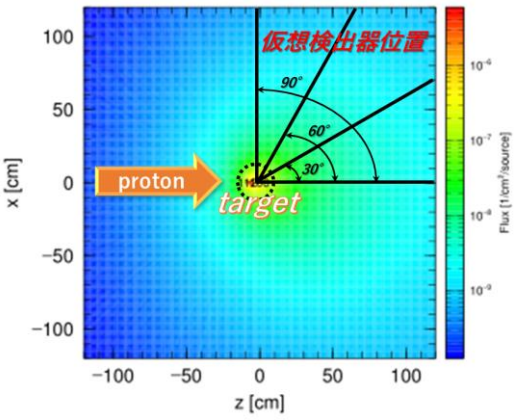


図 1：陽子線照射時の中性子スペクトル

3. 結果・考察

図 1 より発生中性子は、陽子入射方向に沿って前方性が高く、角度の増加に従って中性子エネルギー及びその強度は小さくなった。ターゲットの前方は中性子ビーム取り出し部である厚さは必要であるが、中性子源としての外部に対する遮蔽能力は 90 度方向の評価が妥当である。その強度は前方と比べて約 8 分の 1 であった。

遮蔽材料は、減速能の高いポリエチレン、熱中性子の吸収効率の高いボロン及びγ線の吸収効率の高い鉛を選択した。遮蔽体構成は、Li ターゲットを中心に、5cm を単位厚さのボロン入りポリエチレン(BPE)と鉛(PB)の層を合計 6 層として配置と厚さを 4 つのケース（case1-4）について外側線量と総重量をパラメータとして最適化した。図 2 の結果を示す。内側から第 1,2 層(BPE)、第 3 層(Pb)、第 4,5 層(BPE)、第 6 層(Pb)の構成(case3)が最適であることが示された。

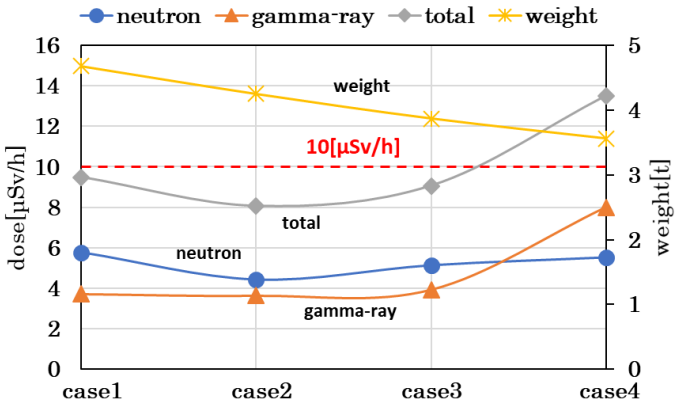


図 2：各ケースの表面線量率及び重量

参考文献

[1] Tatsuhiko Sato et.al, Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.07, J. Nucl. Sci. Technol.2018

*Masato Tachibana[1],Tomohiro Kobayashi[2],Yujiro Ikeda[2],Naoto Hagura[1],Jun Kawarabayashi[1] and Yoshie Otake[2]
[1]Tokyo City Univ, [2]RIKEN

CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
（9）放射化法によるコンクリート中の中性子減弱距離測定とシミュレーション

Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM
(9) Measurement and simulation of neutron attenuation length in concrete shield using activation detectors

*中尾徳晶[1]，佐波俊哉[2]，梶本剛[3]，Froeschl Robert[4]，Brugger Markus[4]，Roesler Stefan[4]，
Iliopoulou Elpida[4]，Infantino Angelo[4]
[1]清水建設，[2]KEK，[3]広島大学，[4]CERN

欧州原子核研究機構(CERN)の高エネルギー加速器混合粒子場(CHARM)における 24GeV/c 陽子を用いた遮蔽実験においてビスマスおよびアルミニウム放射化検出器を用いたコンクリート中の中性子減弱距離を評価し、PHITS コードによるモンテカルロシミュレーションとの比較を行った。

キーワード：遮蔽実験、放射化検出器、減弱距離、Monte Carlo、PHITS

1. 緒言　高エネルギー粒子による生成二次粒子の遮蔽での減衰分布やエネルギー分布は、理論計算の精度検証に必要であるが実験値が極めて乏しい。これまで CERN/CHARM 施設で陽子ビームと銅標的を用いた測定を放射化法で行って来ており、本報告では実験結果と PHITS シミュレーションの比較を報告する。

2. 実験　ビーム軸から 90 度上方向に 80cm 厚鉄および 360cm 厚コンクリート遮蔽が設置されており、コンクリート遮蔽内部にビスマスおよびアルミニウム放射化検出器を設置した。放射化検出器中での ^{209}Bi(n,xn)$^{210-x}$Bi (x=4~9)、^{27}Al(n,α)^{24}Na の反応で生じた放射性核種からの放出γ線を測定・解析することにより、それらの生成率を算出した。また、PHITS コードによる簡易平版体系を用いたモンテカルロ計算を行い、得られた中性子束と放射化断面積により放射性核種生成率を算出した。さらに、100MeV から 50GeV 陽子による同様のシミュレーションを行い、陽子エネルギーに対する減弱距離の評価を行った。

3. 結果　核種生成率減衰分布の実験値と PHITS モンテカルロコードによる計算値との比較を図 1 に示す。計算値は ^{24}Na 生成率に関しては非常に良い一致を示し、放射性ビスマスに関しては概ね 2 倍以内で一致した。各核種の減衰分布の実験結果からそれぞれ減弱距離を求め、その平均として 120g/cm^2 を得た。図 2 に陽子エネルギーに対する 90 度方向生成中性子束のコンクリートにおける減弱距離を示す。PHITS 計算による減弱距離は陽子エネルギー2GeV まで増加し 2GeV 以上で概ね一定となった。また、本実験結果を他の実験値や PHITS 計算結果と比較し、24GeV 付近で良い一致が見られた。

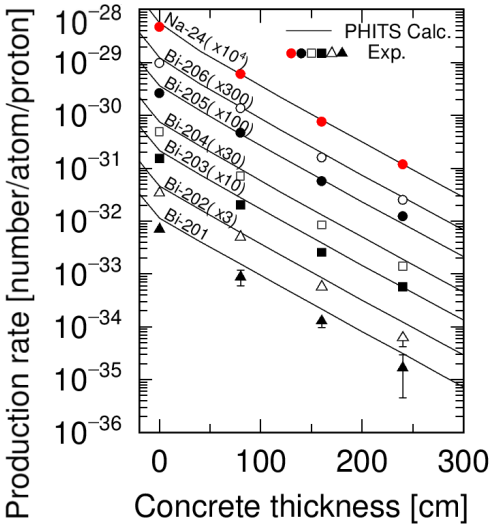


図 1：核種生成率減衰分布の実験値と計算値

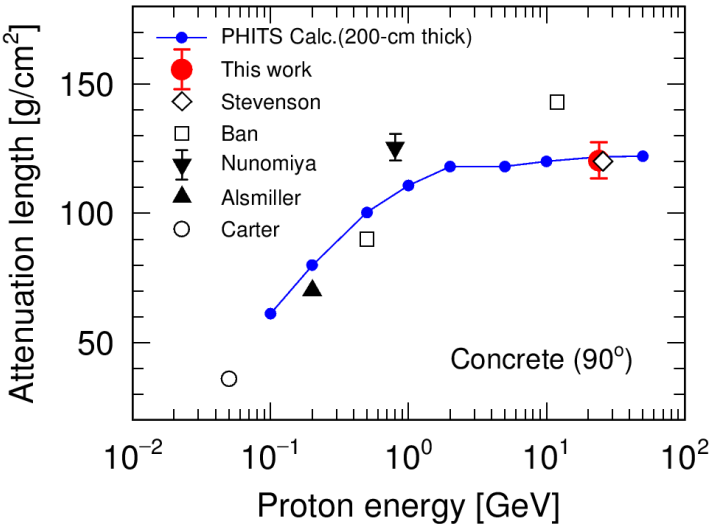


図 2：陽子エネルギーに対する 90 度中性子減弱距離

*Noriaki Nakao[1], Toshiya Sanami[2], Tsuyoshi Kajimoto[3], Robert Froeschl[4], Markus Brugger[4], Stefan Roesler[4], Elpida Iliopoulou[4], Angelo Infantino[4]
[1]Shimizu Corporation, [2]KEK, [3]Hiroshima Univ., [4]CERN

CERN/CHARM における 24GeV 陽子を用いた遮蔽実験
(10) 有機液体シンチレータを用いた迷路中の中性子エネルギースペクトルの測定

Shielding Experiment with 24 GeV Protons at CERN/CHARM

(10) Measurement of neutron energy spectra by using an organic liquid scintillator in labyrinth

*梶本 剛[1],佐波 俊哉[2],中尾 徳晶[3],李 恩智[4],八島 浩[5],松本 哲郎[6],増田 明彦[6],
大山隆弘[2],長畔 誠司[2],上蓑 義朋[3],田中 憲一[1],遠藤 暁[1],Froeschl Robert[7],Iliopoulou Elpida[7],
Infantino Angelo[7],Roesler Stefan[7]
[1]広島大,[2]KEK,[3]清水建設,[4]九大,[5]京大,[6]産総研,[7]CERN

欧州原子核研究機構(CERN)の高エネルギー加速器混合粒子場(CHARM)における 24 GeV 陽子を用いた遮蔽実験において,有機液体シンチレータを迷路中に設置して中性子フルエンスを測定した.
キーワード: 遮蔽実験,有機液体シンチレータ,中性子フルエンス,CERN/CHARM

1. 緒言　加速器施設のストリーミング設計で利用される系統式は,参照した実験・計算の加速器ビームエネルギーが低いために,20 MeV 以下の中性子に基づいて開発されている.本研究では,CERN/CHARM の迷路中で MeV 以上の中性子フルエンスを測定し,1 cm 線量当量を求めることで系統式との比較・検討をする.

2. 実験・解析　CERN/CHARM で実験を行い,厚さ 50 cm の銅標的に 24 GeV/c の陽子を照射した.直径及び長さ 5.08 cm の有機液体シンチレータを,迷路中の床から高さ 1.25 m,通路幅中央に設置した.有機液体シンチレータに対して迷路上流側にベト検出器を設置した.測定箇所は,迷路上流から第 2 足および第 3 足中で,合計 9 箇所である.

中性子事象弁別の流れは,ビーム同期事象選択,ベト検出器の波高スペクトルで荷電粒子弁別,波形弁別法を用いた中性子ガンマ線弁別である.中性子事象の波高スペクトルを光出力校正することによって光出力スペクトルに変換した.得られた光出力スペクトルと SCINFUL-QMD で計算した応答関数を用いた unfolding 法によって中性子フルエンスを導出し,線量当量換算係数と中性子フルエンスから 1 cm 線量当量を求めた.

3. 結果　図 1 に中性子フルエンスの測定結果の例を示す.再現性確認のために同じ箇所で 2 回測定した結果も示しており,凡そ,誤差の範囲で一致している.エネルギー領域は3 MeV 以上で,いずれのスペクトルも 100 MeV 程度に端がある.図 2 に,横軸を迷路中心線に沿った最上流測定箇所からの距離としたときの 3 MeV 以上の中性子の 1 cm 線量当量を示す.中村・上蓑の式で上流点を通るように回帰解析した結果も示しているが,第 2 足では実験値より小さく,第 3 足では高く評価した.

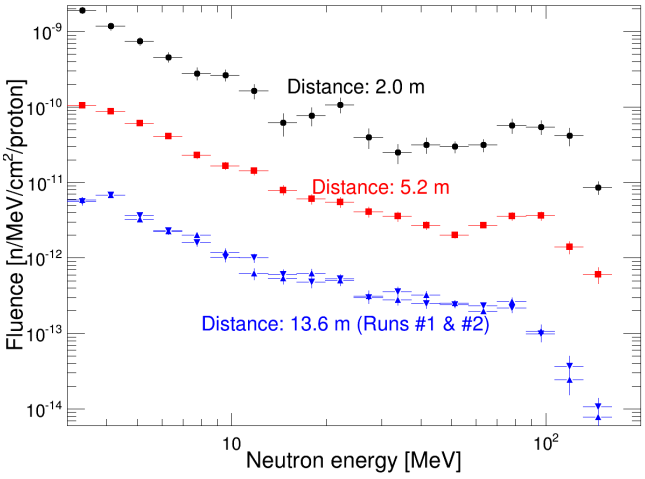


図 1 中性子フルエンスの例

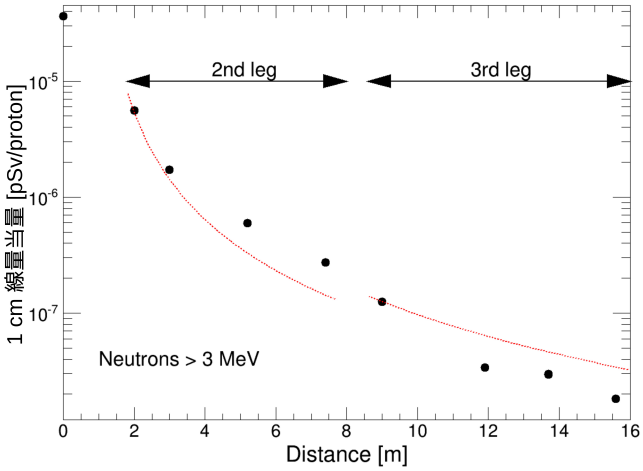


図 2 1 cm 線量当量

*Tsuyoshi Kajimoto[1], Toshiya Sanami[2], Noriaki Nakao[3], Lee Eunji[4], Hiroshi Yashima[5], Tetsurou Matsumoto[6], Akihiko Masuda[6], Takahiro Oyama[2], Seiji Nagaguro[2], Yoshitomo Uwamino[3], Kenichi Tanaka[1], Satoru Endo[1], Froeschl Robert[7], Iliopoulou Elpida[7], Infantino Angelo[7], Roesler Stefan[7]
[1]Hiroshima Univ., [2]KEK, [3]Shimizu Corporation, [4]Kyushu Univ., [5]Kyoto Univ., [6]AIST, [7]CERN

Planning Lecture | Over view Report：The University of Tokyo, Yayoi Research Conference - Techniques and application of atomic and molecular spectroscopic analysis-

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[1N_PL] Research developments using excellent properties of Lasers IV

Chair:Shuichi Hasegawa(Univ. of Tokyo)

[1N_PL01] kW-class laser cleaning for steel structure maintenance and decontamination

*Kazuhisa Fujita[1] (1. GPI)

[1N_PL02] Remote laser analysis technique in severe environments

*Hironori Ohba[1] (1. QST)

[1N_PL03] Development of Laser cutting technology of thick steel plates for nuclear facilities

*Koji Tamura[1] (1. QST)

2019年秋の大会

総合講演・報告 1 東京大学弥生研究会 —原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発 IV

Research developments using excellent properties of Lasers IV

（1）kW 級 CW レーザーを用いた表面クリーニング技術の開発と除染適用の試み

(1) kW-class laser cleaning for steel structure maintenance and decontamination

*藤田和久 [1]，豊澤一晃 [2]，髙原和弘 [2]，稲垣博光 [3]，移川隆行 [4]，藤田啓恵 [4]，山田正明 [4]，
沖原伸一朗 [1]
[1] 光産業創成大学院大学，[2] トヨコー，中部電力 [3]，日本環境調査研究所 [4]

1. 緒言

kW 級 CW（連続波）レーザー光の高速スキャンによる，廃止措置の放射能除染技術（レーザー除染）の研究開発に取り組んでいる。その基本技術は，インフラ維持管理を目的として開発していたレーザークリーニング技術であり，その内容と，除染適用の試みについて紹介する。

2. インフラ維持管理を目的としたレーザークリーニング技術 [1]

2-1. 鋼構造物の維持管理

高度経済成長時代に多く建設されたインフラの老朽化が問題にされはじめて久しく，高速道路や鉄道などを支える橋梁，鉄塔，石油備蓄用などの大型タンクなど，鋼構造物もその代表である。国内に 60 万を超える橋梁に限っていえば, 海からの飛来塩分や融雪剤の塩にさらされ, 錆による橋梁の劣化が課題となっている。

橋梁の寿命と言われる 50 年を迎える長さ 2 m 以上の橋梁は，2023 年には全体の 43%，2033 年には 67%，老朽化に伴い通行規制がある橋梁（15m以上）は 2013 年に 1,381 橋あり年々増加している。事後保全から予防保全，ライフサイクルコスト低減に資する維持管理手法が今後さらに重要となる。

2-2. 塗り替え塗装工事における素地調整の課題

鋼構造物の延命化には，劣化塗膜と錆が混在する鋼構造物表面において，それらをきれいに除去し，再塗装後の耐久性を与えられる素地調整を実施し，鋼構造物を錆から守る必要がある。しかしながら従来はディスクサンダーといった電動工具による限定的な除錆（3 種ケレン）にとどまっており，短期間の再発錆が課題であった。ブラスト工法による 1 種ケレン作業も，多く使用する研削材の飛散防止養生・産廃コスト，騒音や粉塵環境下における作業性などに課題があり，よりよい工法が求められていた。

2-3. レーザークリーニング

そういった課題を持つトヨコーが光産業創成大学院大学と共同で開発したのが CoolLaser®（クーレーザー®）システムである。集光させた kW 級の CW レーザービームを円環状に高速スキャンさせ，表面の付着物を瞬間的に急加熱し，溶融・蒸散・熱破砕により除去するものである。

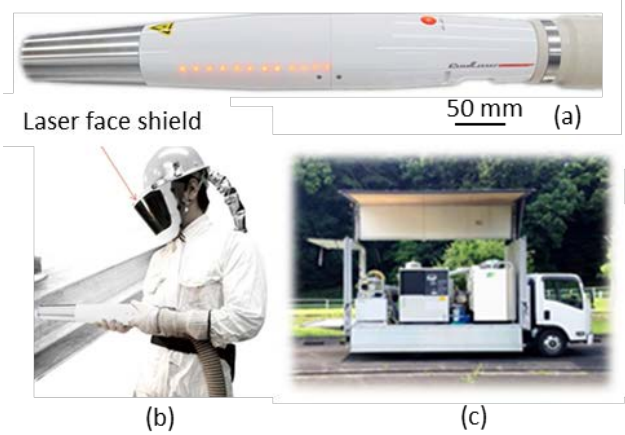


図 1　レーザークリーニングシステムの外観

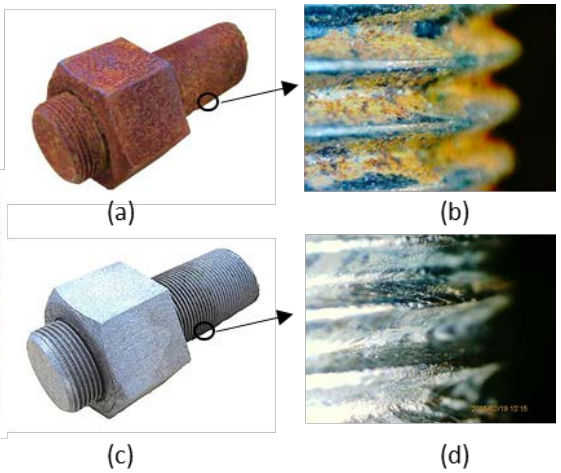


図 2　錆除去の例　(a)(b) 除去前、(c)(d) 除去後

図 1 に CoolLaser システムを示す。波長 1 μm 帯のファイバーレーザーを光源とし，光ファイバーにより 100 m の伝送を可能とし，これらを搭載したトラック(c)により橋梁の塗り替え工事に対応している。光ファイバーの先端には円環状の高速スキャンを可能にするレーザーヘッド(a)を取付け，安全に配慮された装備をまとった作業員が手に持って作業できるようにしている(b)。現在，現場にて実用化が進んでいる。

図 2 に錆びたサンプルの照射前後の写真を示す。電動工具ではもちろん，ブラスト工法においても研削材の大きさからねじ山内の研削が困難であるが，レーザーの場合は光が届けば処理可能である。光は吸収により消滅するため，使用済みの研削材の処理も不要であり，粉塵環境や騒音問題についても有利である。再発錆の主要因である塩分の除去にも有利であるため， 表面の塩分濃度 50 mg/m^2 以下の達成が従来工法より容易である点が特に鋼構造物の維持管理にとって利点とされている。

3. 除染適用の試み

2 章で述べたレーザークリーニング技術を利用して，廃止措置の放射能除染技術（レーザー除染）に適用するための研究開発に，中部電力及び日本環境調査研究所が加わって取り組んでおり，それらを概観する。

3-1. 処理速度の推定 [2]

金属部材の汚染は放射性物質が鋼材表面の酸化被膜に付着することで生じるため、レーザー除染の処理速度は、放射性物質が含まれる深さまでの表層除去に必要なエネルギーを投入しながら、鋼材表面を走査する速度として評価できる。

そこで、CW 500 W の Yb ファイバーレーザーを無垢の 316 ステンレス表面に直線状に走査しながら集光照射し、レーザーフルエンスをパラメータとしてステンレス表面の除去量を測定した。そのデータをもとに、当時ファイバーレーザーで最大級出力であった 10 kW レーザーの使用を想定し、放射性物質の含有深さを 10 μm と仮定し、最適照射条件における処理速度を推定すると、1 m^2 あたり 15 分となった。除染対象物によって必要な処理速度は異なるものの、十分に検討に値する速度であり、実用化の可能性が期待できる。

3-2. 粉塵飛散防止機構の原理確認 [3]

水中におけるレーザークリーニング手法について検討した。水中におけるレーザー光の減衰，発生除去物による光路遮断，近接照射系などを検討し，図 3 に示すような錆びサンプルの水中におけるクリーニング試験に成功している。

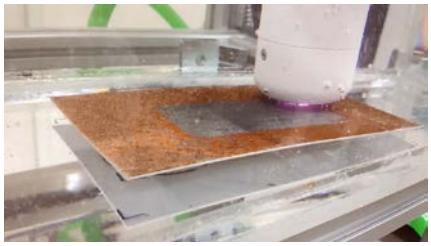


図 3　水中試験

3-3. 発生粉塵の特性把握 [4]

レーザー除染で発生する放射性物質を含む粉塵・ガスの処理方法について検討するため、金属板へのレーザー照射で発生する粉塵・ガスを分析する基礎実験を行った。そのうち，図 4 は発生粉塵の粒径分布であり，対象物によって異なるがおおむねマイクロメータ程度以下であることがわかった。

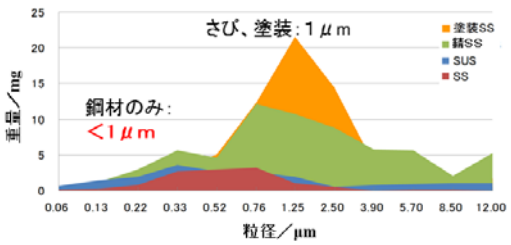


図 4　発生粉塵の粒径分布

4. まとめ

インフラ維持管理向けのレーザークリーニング技術とその除染適用についての概要を述べた。本大会では，移川よりホット試験についての発表を行う予定である（レーザー塗膜除去技術の原子力プラントへの適用に向けた研究開発(4)実金属廃棄物を用いた除染試験）。

参考文献

[1] 藤田和久 他、レーザー研究, **45**, 7, 418-422, (2017).
[2] 稲垣博光 他、日本原子力学会「2015 年春の年会」B41.
[3] 藤田和久 他、日本原子力学会「2015 年秋の大会」E15.　[4] 稲垣博光他、日本原子力学会「2018 年秋の大会」2L17.

*Kazuhisa Fujita[1], Kazuaki Toyosawa[2], Kazuhiro Takahara[2], Hiromitsu Inagaki[3], Takayuki Utsushikawa[4], Hiroe Fujita[4], Masaaki Yamada[4], and Shin-ichiro Okihara[1]
[1]The Graduate school for the Creation of New Photonics Industries, [2]TOYOKOH Inc., [3]Chubu Electric Power Co., [4] Japan Environment Research Co.

2019年秋の大会

総合講演・報告 1 東京大学弥生研究会 —原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発 IV
Research developments using excellent properties of Lasers IV

（2）過酷環境下での遠隔レーザー分析技術

(2) Remote laser analysis technique in severe environments

*大場　弘則[1,2], 田村　浩司[1,2], 佐伯　盛久[1,2], 田口　富嗣[1], 若井田　育夫[2], 平等　拓範[3,4]
[1]量研機構, [2]原子力機構, [3]理研播磨, [4]自然機構

東電福島第一原子力発電所（1 F）の廃炉においては，世界でも例のない事故炉からの溶融燃料デブリ等の安全かつ円滑な取り出しが求められている．これまでに，原子力機構において長さ 50 m の耐放射線性光ファイバーを活用したレーザー誘起プラズマ発光分光（以下 LIBS：Laser-induced breakdown spectroscopy という）技術が提案されており，本技術の適用により水中・近赤外波長域での燃料デブリその場迅速分析可能性の高いことが示されている [1]．しかしながら，高出力のレーザーを光ファイバーに導入する際にはその長さに大きな課題が存在する．レーザー光伝送ファイバーLIBS 技術では，高出力のレーザーを光ファイバーに導入して先端の分析プローブまで伝送させるが，1 F 廃炉措置における炉内状況調査では，人間が十分に余裕を持って安全に作業ができるエリアから高放射線環境下検知位置までの距離は 100 m 以上が想定される．また，分析ヘッド近傍での高輝度発光源を実現するためにはレーザー出力を上げる必要があり，導入レーザー光の高出力化に伴って光ファイバー入射端面の損傷頻度が格段に増加する．こうしたことから，現在開発中の光ファイバーLIBS と並行して代替技術の開発も進めることが不可欠である．

そこで我々は，発想の転換として，従来の高出力パルスレーザー光をファイバー伝送する方法（図 1 上図）ではなく，光ファイバーの先端にレーザー光発振機能を持たせることにより，より長距離の分析標的への高いエネルギーを投入して高輝度のプラズマ発光を可能とし，高放射線環境下での炉内デブリ性状等の高感度分析技術を考案した．これを実現するために，セラミックマイクロチップレーザー技術 [2,3]を活用して，短波長化による高感度 LIBS 分析手法（図 1 下図）の開発に着手した．これは，ジャイアントパルスマイクロチップレーザー（以下マイクロチップレーザーという）技術を活用して，短波長化による高感度 LIBS 分析手法を開発し，量研機構のガンマ線照射施設を利用して高線量放射線環境下でのマイクロチップレーザーの適用可能性について評価するものである．

本報告では，先ず光ファイバーに関する放射線環境下における耐性ついて、これまでに報告された事例等のレビューを行い、続いて従来型ファイバーLIBS 技術を改良して可搬性を高めた装置を開発し，過酷環境下において遠隔迅速その場分析を実証した試験結果を述べ，更にマイクロチップレーザーLIBS 技術開発の概要・進捗状況について紹介する．

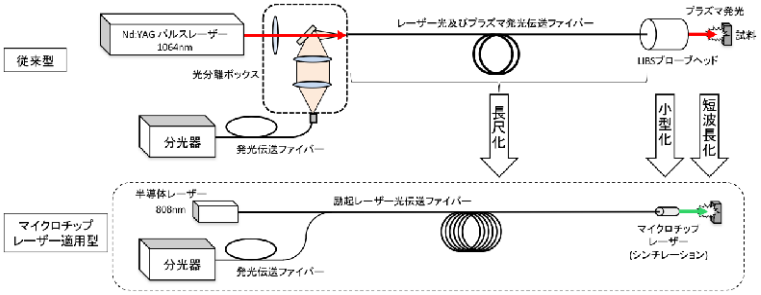


図 1　新規考案ファイバーLIBS 装置の概略図　従来型の問題点を解決して，より高感度で安全性の高い炉内検知 LIBS プローブを提供

本報告は，文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業により実施された委託業務「先進的光計測技術を駆使した炉内デブリ組成遠隔その場分析法の高度化研究」の成果を含みます．

文献

1) M. Saeki, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 51 (2014) 930.,
2) H. Sakai, et al., Opt. Express 16 (2008) 19891.
3) L. Zheng, et al., Opt. Express 7 (2017) 3214.

*Hironori Ohba[1,2], Koji Tamura[1,2], Morihisa Saeki[1,2], Tomitsugu Taguchi[1], Ikuo Wakaida[2], Takunori Taira[3,4]
[1]QST, [2]JAEA, [3]RIKEN, [4]NINS,

2019年秋の大会

総合講演・報告 1 東京大学弥生研究会 —原子・分子の分光分析技術とその応用—

レーザーの特長を利用した研究開発Ⅳ
Research developments using excellent properties of Lasers IV

(3) レーザー法による原子炉厚板鋼材切断技術の開発

(3) Development of Laser cutting technology of thick steel plates for nuclear facilities

*田村 浩司[1,2], 遠山 伸一[2], 門脇 春彦[3], 石神 龍哉[3], 山岸 隆一郎[3]
[1]量研機構, [2]原子力機構, [3]若エネ研

1. はじめに

運転期間を終了した原子炉では、順次廃止措置が行われる。その際、原子炉構造物の切断解体が必要とされる。従来から実績のある切断法であるプラズマアーク法や機械式切断法と比較して、レーザー光を熱源とするレーザー法は、遠隔制御性が高く、ブレードなどの交換部品の必要性がないなど利点が多く、原子炉解体に適用できるならば有効な選択肢となりうると期待されている。しかし、原子炉は圧力容器など 100mm を超える板厚の大きい鋼材で構成されているため、レーザー法の廃止措置適用にはこのような厚板鋼材の切断が必要とされる。しかし、レーザー法はこのような厚板鋼材切断に関しては知見や実績に乏しく、その適用性や有効性の展望に関しては必ずしも肯定的なものばかりではなかった。

本報告では、原子炉に用いられるような厚板鋼材のレーザー切断技術の開発や、その廃炉現場適用を目指した最近の技術開発の成果に関して報告する。

2. 厚板鋼材切断の技術開発

2-1. 厚板鋼材のレーザー切断試験

図 1 にレーザー切断の試験配置を示す。熱源として米国 IPG フォトニクス社製ファイバーレーザーの発振光を用いた。レーザー光を光ファイバーで導き、加工ヘッド内のレンズで集光し、鋼材試験片に照射した。熱で溶融した金属を除去するためのアシストガスを、レーザー光と同軸状に噴射している。厚板鋼材切断を目指して、レーザー光の照射条件、鋼材の移動速度やガス噴射圧力など様々な条件を探査して、切断試行を行った[1, 2]。

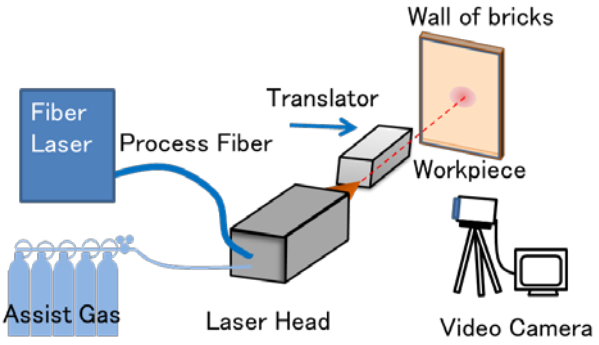


図 1 レーザー切断試験配置

図 2 はステンレス鋼（図左側の薄い部分）と低炭素鋼（図右の厚い部分）を組み合わせた鋼材試験片のレーザー切断試行結果である[2]。それぞれ、沸騰水型（a）と加圧水型（b）原子炉の圧力容器壁を模している。中心部の切断溝が直線状に左側（加工ヘッド側）から右側（出射部側）に抜けており、切断が達成された結果を示している。このような試験結果から、圧力容器の板厚として想定される 300mm 程度の鋼材（炭素鋼やステンレス鋼）のレーザー切断が可能であることを示した。



図2. 圧力容器を模擬した厚板鋼材の切断結果

また、廃炉現場への適用で想定される複雑な形状を有する構造物や、大型配管を模した鋼材に関しても試験を行った。図 3 はゲートバルブ切断への適用例で、ノズル先端から照射したレーザー光により、バルブの複雑な形状によらず切断が可能であることが示された。これら結果は、レーザー切断が圧力容器や廃炉現場

の様々な対象構造物の切断に十分適用可能であることを示しており、レーザー切断の廃止措置における適用性や有効性を実証する結果である。

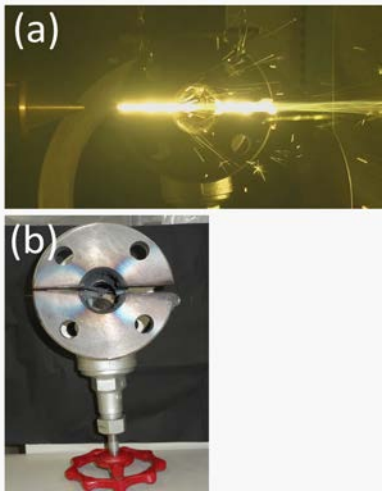


図3　構造物の切断過程(a)と切断結果(b)

2-2. 切断条件の解析

一方、切断に必要な諸条件を満たさないと、このような切断は達成されない。達成されない場合、高出力のレーザーエネルギーが対象鋼材溝内に滞留し、溶融金属を吹き戻したり、照射部分が大きくえぐり取られたりする。これは、作業上危険性の伴う事象である。そこで、どのような条件の組み合わせで切断が可能となるのか条件解析を行った。図４(a)-(f)に切断試行を行った後の鋼材側面の例を示す。また、試行結果を鋼材入射面のカーフ幅とアシストガス流量で整理し、切断可否（○、×）をまとめた結果を図 4(g)に示す。これにより、おおよそ切断可能条件が、前面カーフ幅とガス流量のある条件範囲内で実現できていることが把握できた[3]。この結果に基づきアシストガス圧力の鋼材前面からの距離依存性を計算した（図５）．この結果から、切断長に沿って溶融金属が移動できるようなガス圧力が維持できる場合に切断が可能となる、と考えると傾向がおよそ説明できることがわかった。このような解析を行うことにより、廃炉現場における高出力レーザーによる切断技術の適用を、より安全に予測・制御して行えるようにできるものと期待される。

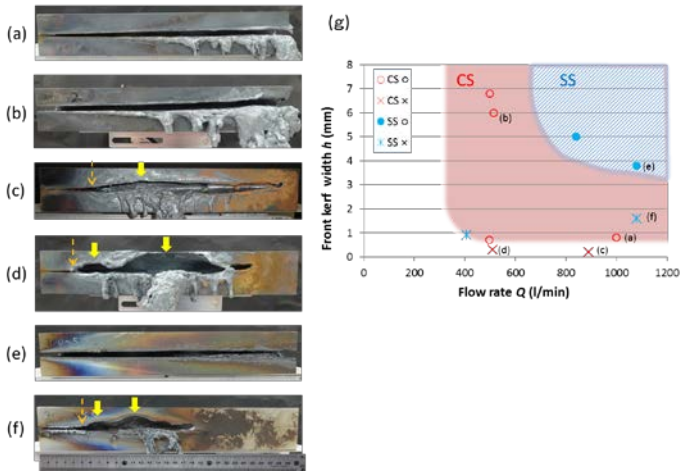


図4　炭素鋼(a–d)とステンレス鋼(e, f)の切断試行後の側面、及び試行可否結果(○,×)の前面カーフ幅とガス流量とによるまとめ(g).

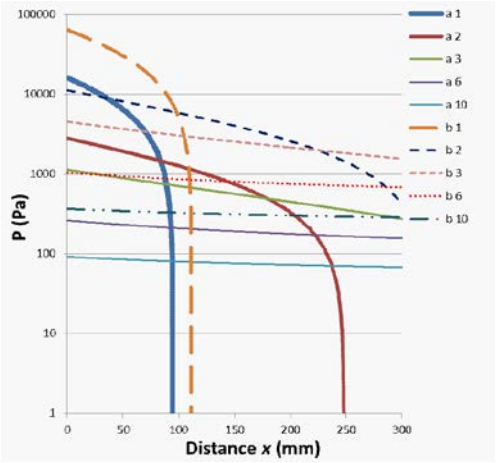


図5　カーフ領域のガス圧力の計算結果。

2-3. 切断過程観察手法の開発

レーザー切断部は高エネルギーのレーザー光が集光・照射されているため、その切断プロセスの直接観察は従来容易ではなかった。そこで、家庭用ビデオカメラを用いた簡便安価な方法を考案し、詳細な切断過程の観察を実現した[4]。図 6 は、この方法により観察された風圧で変形している溶融金属(a)とそのモデル(c)であり、また、(b)は溶融金属が照射部を下流側に移動し最終的に除去される様子を表している。この方法により切断過程の詳細をリアルタイムで観察することが可能である。

また必要条件を満たさず切断が達成できない過程についても観察可能であった。この場合、切断部が溶融金属で閉塞し、レーザーエネルギーが壁面を削り、切断部に図 7(a)に矢印で示すような空孔部を生じる場合がある。このような空孔の生成を観察した(図７（b, c))。高出力レーザーの廃炉現場適用では、安全なプロセス管理が不可欠であるが、本手法は、プロセス監視や、危険な状況を早期に知見する手法としても有効であり、レーザー切断の安全な運用にも貢献するものと期待できる。

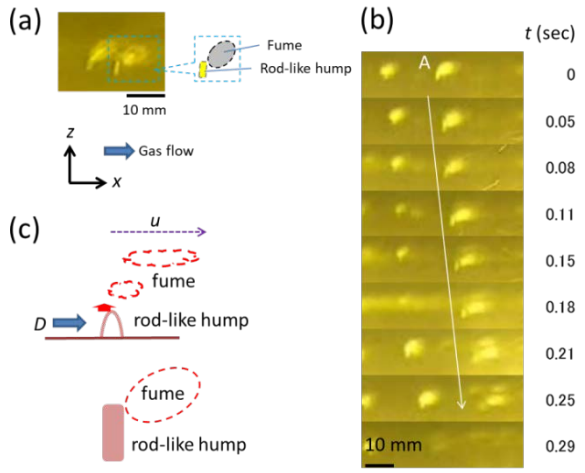


図 6　炭素鋼切断時の側面観察(a,b)とモデル(c)

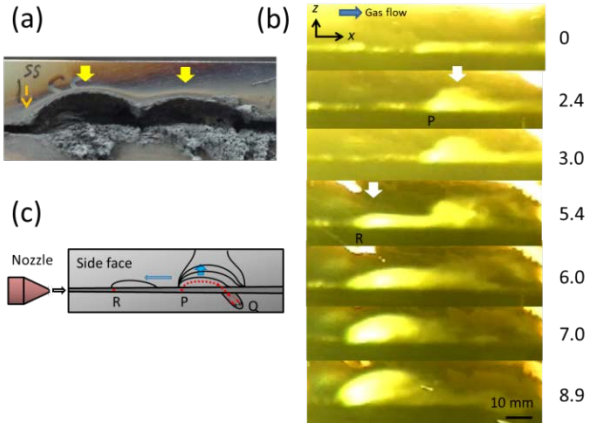


図 7　試行後の側面(a),側面の空孔生成過程の観察(b),過程のモデル(c)

3. レーザー切断システムの構築

以上のような 300 mm 厚の鋼材切断技術を実際の廃炉現場で利用するためには、システムの小型化や遠隔操作の技術開発が必要である。そのために開発されたレーザー切断試験システムの概念図を図 8 に示す[5]。システムは、移動用台車に設置した産業用ロボットアームを制御し、カメラによって切断する試料の形状を確認しつつ、アームの状態をパソコンに表示し、距離計で試料までの距離を測定して試料を切断することを特長としている。本システムにより、毎分 3 m から低速では 6 mm までの切断速度で、切断材厚みでは数 10 mm から 300 mm まで切断が可能となっている。

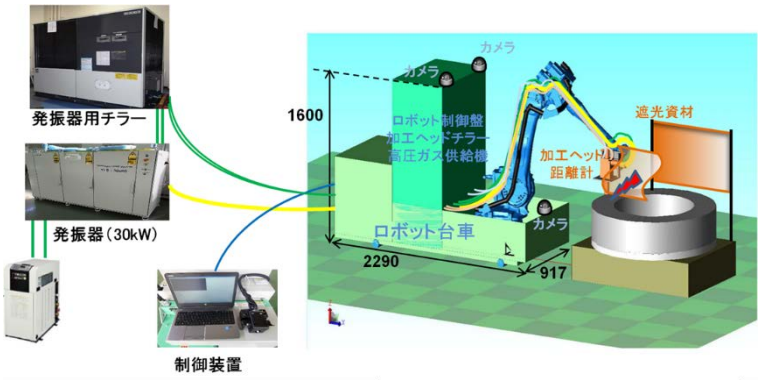


図 8　試作切断システムのイメージ

4. おわりに

厚板鋼材のレーザー切断法技術開発に関する成果を報告した。これらの開発によりレーザー法は様々な対象物への適用や遠隔操作による被ばく低減等も期待され、廃炉現場への適用をはじめ、福島事故収束、国土保全のための老朽社会産業インフラの解体など様々な応用への有望な選択肢となりうるものと期待される。

謝辞

本技術開発の成果は福井県の助成のもと得られたものであり、関係機関各位に感謝いたします。

参考文献

[1] K. Tamura, R. Ishigami and R. Yamagishi, J. Nucl. Sci. Technol., 53, 916-920, 2016.

[2] K. Tamura, and R. Yamagishi, Mech. Eng. J. 3, 15-00590, 2016.

[3] K. Tamura and S. Toyama, J. Nucl. Sci. Technol., 54, 1011-1017, 2017.

[4] K. Tamura and R. Yamagishi, J. Nucl. Sci. Technol., 54, 655-661, 2017.

[5] 遠山　伸一、峰原　英介, デコミッショニング技報, 56, 55-65, 2017.

*Koji Tamura[1,2], Shin'ichi Toyama[2], Haruhiko Kadowaki[3], Ryoya Ishigami[3], and Ryuichiro Yamagishi[3]

[1]QST, [2]JAEA, [3]The Wakasa wan Energy Research Center.

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

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 3:35 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[1N08-10] Monte Carlo Calculation

Chair:Hideo Hirayama(KEK)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1N08] Estimation of systematic uncertainty in PHITS using bootstrap method

*Shintaro Hashimoto[1], Tatsuhiko Sato[1] (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1N09] Accuracy of Monte Carlo calculation in the useful beam direction of the medical electron linac

*Kazuaki Kosako[1], Takuma Noto[1] (1. Shimizu)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1N10] Improvements to DCHAIN-SP and its data libraries

*Hunter Ratliff[1], Chikara Konno[1], Norihiro Matsuda[1], Tatsuhiko Sato[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

ブートストラップ法を利用した PHITS における系統的不確かさの評価

Estimation of systematic uncertainty in PHITS using bootstrap method

*橋本　慎太郎[1]，佐藤　達彦[1]

[1]原子力機構

粒子輸送計算コード PHITS による計算結果の系統的不確かさの評価法を確立するために、非正規分布となった不確かさを統計学的手法の 1 つであるブートストラップ法を用いて評価した。得られた 95%信頼区間は正規分布を仮定した場合より適切な範囲となったが、区間幅が狭くなる傾向を示すことがわかった。

キーワード：PHITS、粒子輸送計算コード、系統的不確かさ、ブートストラップ法

1. 緒言

放射線の挙動を模擬する粒子輸送計算コード PHITS[1]は、遮蔽計算等の様々な分野で利用されている。我々は、計算結果の信頼性を系統的不確かさとして評価するための開発を進めており、正規分布を仮定する分散分析に基づいた評価方法を提案した[2]。一方、核反応モデルの不定性を起源とする系統的不確かさを評価する際、モデルの不定性が偏った分布を持つ場合があり、その影響を受けて評価される系統的不確かさが非正規分布となる可能性もある。このような場合、95%信頼区間などの別の評価量が必要となる。

2. 計算手法

信頼区間は要求される信頼度により幅が変化し、例えば 95%信頼区間は「20 回の結果を求めたら 19 回はその区間に入る」ことを意味する。正規分布の場合、平均値 μ と標準誤差 σ により$[\mu\text{-}1.96\sigma,\ \mu\text{+}1.96\sigma]$が 95%信頼区間となる。しかし、非正規分布の場合は平均値と最頻値が違っているため、別の推定方法が必要となる。本研究では、信頼区間の推定方法として、ブートストラップ法に基づいた手法を適用した。ブートストラップ法は、得られた N 個の計算結果 x_i $(i=1,\ldots,N)$から重複を許してリサンプリングすることで、N が不十分な場合にも各種統計量を推定する。ここでは、x_iから N 個の値をサンプリングしてその平均値 μ^* と標準誤差 σ^*を計算し、同様のサンプリング計算を B 回繰り返した。得られた μ_b^*と $\sigma_b^*$$(b=1,\ldots,B)$毎に μ からのずれを表す t 値が得られるため、B 個の t 値の大小関係を整理し、それぞれ 2.5%と 97.5%に対応する $0.025B$ と $0.975B$ 番目の値を使って、信頼区間の下限と上限を推定した。

3. 結果・考察

図 1 に、100MeV 中性子を鉛材に照射した際の 10cm 深さにおける実効線量を PHITS で計算した場合の頻度分布を示す。分布は中性子断面積の不定性の影響を表現し、ここでは不定性に偏った分布を持たせた。黒線は計算結果が N=20 個の場合の頻度分布、青線は正規分布を仮定した場合の 95%信頼区間の上限と下限、赤線はブートストラップ法による非正規分布の区間を表す。黒線の分布がもつ最頻値は平均値とは差があり、正規分布を仮定した青線の区間は下限側を適切に評価できていない。一方、赤の区間は上限・下限共に黒の分布の範囲内で適切に推定できているが、黒線の分布と比較すると上限値を過小評価し、幅が狭くなる傾向を示すことがわかった。

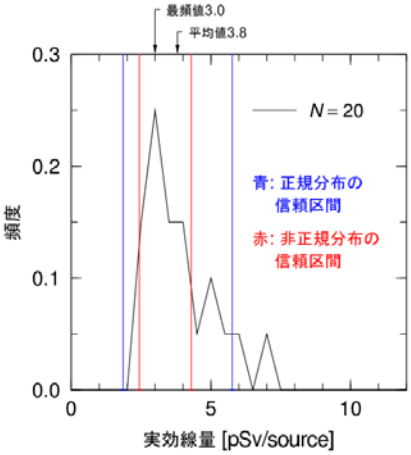


図 1. 中性子の遮蔽計算における系統的不確かさの分布。

＊本研究は JSPS 科研費 17K14917 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol., 55, 684-690 (2018).
[2] S. Hashimoto and T. Sato, J. Nucl. Sci. Technol., 56, 345-354 (2019).

*Shintaro Hashimoto[1] and Tatsuhiko Sato[1]

[1]JAEA

医療用電子リニアックの利用線錐方向におけるモンテカルロ計算の信頼性

Accuracy of Monte Carlo calculation in the useful beam direction of the medical electron linac

*小迫 和明[1]，能任 琢真[1]

[1]清水建設

医療用電子リニアック室の利用線錐方向の遮蔽壁から漏洩する実効線量の評価をモンテカルロ計算コードで実施する場合、電子ビームの線源強度の規格化が必要である。遮蔽壁からの漏洩線量の測定値とその計算値を比較し、計算結果の信頼性を評価した。

キーワード：リニアック，電子，X線，制動放射線，利用線錐，遮蔽壁，モンテカルロ計算，MCNP

1. 緒言

医療用電子リニアック室の利用線錐方向の遮蔽壁からの漏洩線量は、遮蔽マニュアル[1]により簡便に計算することができる。しかし、マニュアル計算値は十分な安全裕度を含むために厚い遮蔽壁となる。モンテカルロ（MC）計算により最適な厚さを求めるために、MC 計算の信頼性を評価する必要がある。

2. モンテカルロ計算と測定

2-1. 電流値の MC 計算

リニアックの IC 位置の吸収線量は 5 または 6 Gy/分に規定されている。10 MeV リニアックのX線照射における電子の電流値は、アイソセンター（IC）位置に設置した水ファントムモデルを用いて MCNP5 コードにより規定された吸収線量となるように求めた。

2-2. 利用線錐方向の漏洩線量測定

10 MeV リニアックのX線照射における利用線錐方向の遮蔽壁（内側コンクリート 30 cm＋鉄板 48 cm＋外側コンクリート 76 cm；鉄板幅 360 cm）からの漏洩線量を利用線錐中心軸上と鉄板の端部を通る線上の３点で測定した（図１）。測定は NaI シンチレーション検出器を使用し、γ線線量率を求めた。

2-3. 漏洩線量の MC 計算

利用線錐方向の遮蔽壁からの漏洩線量を MCNP5 で計算し、その結果を電流値で規格化した。図１に利用線錐方向のガンマ線線量の空間分布を示す。

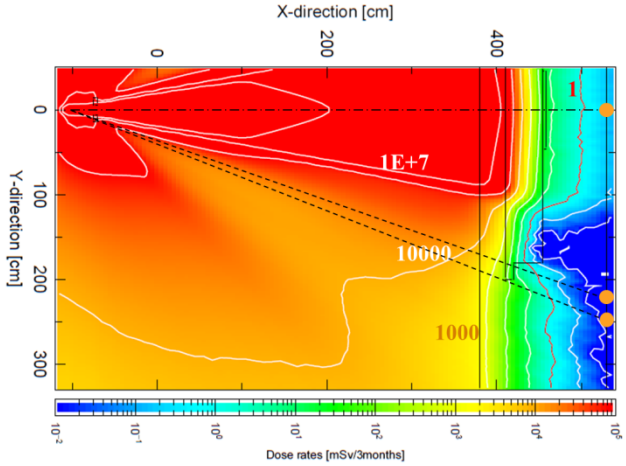


図１　リニアック室の利用線錐方向における γ線線量空間分布

3. 結論

測定値と計算値の比較から、MC 計算は±50%以内で漏洩線量の分布を評価できる。

参考文献

[1] 原子力安全技術センター「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2015」

*Kazuaki Kosako[1] and Takuma Noto[1]

[1]Shimizu Corp.

Improvements to DCHAIN-SP and its data libraries

*Hunter Ratliff[1], Chikara Konno[1], Norihiro Matsuda[1] and Tatsuhiko Sato[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

DCHAIN-SP, the radionuclide build-up and decay code distributed alongside the PHITS particle transport code, is being updated with modern data libraries and calculation features, the most important being propagation of statistical uncertainties in its input data to the reported nuclide inventories, activities, decay heat, and gamma-ray spectra. These data library and feature updates will be detailed in this presentation.

Keywords: PHITS, activation calculation, uncertainty, nuclear data

1. Introduction

PHITS, the Particle and Heavy Ion Transport code System, is a general purpose Monte Carlo particle transport code capable of a wide variety of calculations, including nuclide production through spallation, neutron capture, and other common reactions. However, PHITS only considers short time spans designed for observing nuclear reactions, meaning it cannot simulate radionuclide build-up and decay; DCHAIN-SP was built explicitly for these build-up and decay calculations though. The two codes can be used together to simulate the production, build-up, and decay of nuclides.

2. DCHAIN-SP data library improvements and uncertainty implementation

The current version of DCHAIN-SP distributed with PHITS utilizes somewhat dated data libraries—the decay data largely consisting of 1980s and 1990s evaluations and the neutron reaction cross section library being from a 2005 evaluation. This work has modernized both libraries in DCHAIN-SP to evaluations from the past five years (including JENDL/DDF-2015, JENDL/AD-2017, and ENDF/B-VIII.0), updating the decay data for all previously supported nuclides and expanding the total number of supported nuclides from 3144 to 4013, primarily adding many exotic, short-lived nuclides. Shown in the example calculation in Fig. 1, notable differences exist in the data for some nuclides. These updates and more differences between data libraries will be further detailed in the presentation.

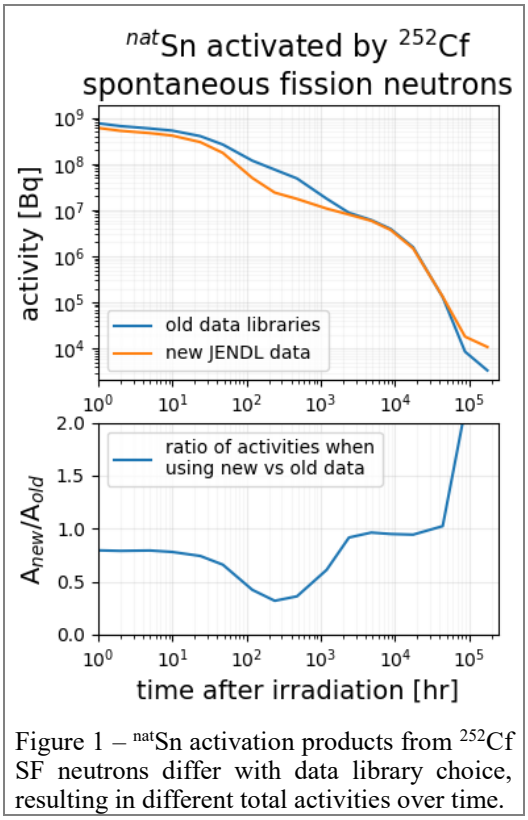


Figure 1 – ^{nat}Sn activation products from ^{252}Cf SF neutrons differ with data library choice, resulting in different total activities over time.

The nuclide yields and neutron fluxes produced by PHITS, then used in DCHAIN-SP, contain statistical uncertainties which DCHAIN-SP currently does not propagate through its build-up and decay calculations, allowing users to, sometimes mistakenly, interpret its results as being of high statistical clarity. This research adds this uncertainty propagation functionality, resolving that concern. Other improvements include an updated empirical model for predicting positron emission probabilities for competing β+ and electron capture decays where that data was absent from the decay data libraries and the ability for users to select between a variety of data libraries to use in their calculations.

3. Conclusion

These updates to DCHAIN-SP modernize its data libraries and allow for easier and faster assessment of the statistical validity of reported results. They will be released alongside a future version of PHITS.

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

Wed. Sep 11, 2019 3:35 PM - 4:25 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 6:35 AM - 7:25 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[1N11-13] Shielding Standard

Chair:Shintaro Hashimoto(JAEA)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[1N11] Development of a dose rate prediction method for various sampled fuel debris

*Keisuke Okumura[1,2], Kenichi Terashima[1,2] (1. JAEA, 2. IRID)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[1N12] Publication of “A Handbook of Radiation Shielding -applications-“

Activity of Research Committee on Application Technologies of Shielding Calculation

*Yoshitomo Uwamino[1,2] (1. Institute of Technology, Shimizu, 2. RIKEN Nishina Center)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[1N13] Discussion on the Standardization of Shielding Concrete

Present situation for standardization elemental composition

*Koichi Okuno[1], Kenichi Kimura[2], Mikihiro Nakata[3], Yukior Sakamoto[4], Toshinobu Maenaka[5], Ryu Shimamoto[6], Masahiro Tahiguchi[7], Tomohieo Ogata[8] (1. Hazama Ando Corp., 2. Fujita corp., 3. MHI NS Eng., 4. ATOX Corp., 5. Takenaka corp., 6. Chuden corp., 7. Taisei corp., 8. MHI)

4:20 PM - 4:25 PM JST | 7:20 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

多様なサンプリング燃料デブリの線量率予測手法の開発

Development of a dose rate prediction method for various sampled fuel debris

*奥村 啓介[1,2]，寺島 顕一[1,2]
[1]国際廃炉研究開発機構，[2]原子力機構

多様な性状が予想されるサンプリング燃料デブリの表面付近の線量率を予測する手法を開発した。

キーワード：福島第一原子力発電所，燃料デブリ，線量率予測

1. 緒言： 東京電力福島第一原子力発電所(1F)では、少量の燃料デブリサンプリングが計画されているが、号機や部位に依存して多様な性状の燃料デブリの採取が予想される。燃料デブリの放射線遮蔽や作業員被ばくの管理等に資するため、多様な燃料デブリの表面付近におけるガンマ線の周辺線量等量(以下、表面線量率と呼ぶ)を簡便に予測するための評価手法を理論と数値計算に基づき検討した。

2. 手法： 表面線量率は、燃料デブリの大きさ、元素組成、線源核種、事故時における揮発性 FP 放出率、燃焼度、評価時期などに依存するものと考えられる。これらの多くのパラメータ（特に元素組成）の組み合わせは膨大であり、現状ではそれらのパラメータ値を推定する情報も限定的である。これらのことが燃料デブリの表面線量率の予測を困難なものにしている。そこで、均質一様な球形状の燃料デブリを想定し、1) 詳細な燃焼・放射化計算[1]に基づく線源核種組成データの作成、2)線源核種毎のガンマ線源作成(線スペクトル)、3)デブリ内一様分布を仮定した核種毎の単位線源による様々なデブリ性状パラメータを組み合わせた線量率計算(PHITS[2])、4)理論モデルと数値計算結果のフィッティング式を組み合わせた評価式の作成、を行った。

2. 結果： 本研究で作成した表面線量率 D の評価式を以下に示す。

$$D\left(r,\ \rho,u,w_{Zr},w_{Fe},\ t,N_Z,B,\vec{f}\right)=\sum_i g_i(1-f_i/100)\cdot P_i\left(r,\ \rho,u,t,B\right)\cdot R_i(r,u,N_Z)$$
$$+\left\{g_{Co60}^{Zr}\cdot P_{Co60}^{Zr}\left(r,\ \rho,w_{Zr},\ t\right)+g_{Co60}^{Fe}\cdot P_{Co60}^{Fe}\left(r,\ \rho,w_{Fe},\ t\right)\right\}\cdot R_{Co60}(r,\ u,N_Z)$$
$$+g_{Sb125}^{Zr}\cdot P_{Sb125}^{Zr}\left(r,\ \rho,w_{Zr},\ t\right)\cdot R_{Sb125}(r,\ u,\ N_Z)$$

ここで、r:半径、ρ :かさ密度、u:ウラン濃度、w_{Zr}:デブリ中 Zr 濃度、w_{Fe}:デブリ中 Fe 濃度、t:事故後の経過時間、N_z:元素組成に基づく陽子数密度、B:燃焼度、i:燃料線源寄与核種、g_i:補正因子(通常 1.0)、f_i:事故時 FP 放出率、P_i:線源強度を表す光子放出率関数、R_i:自己遮蔽効果を表す単位線源による表面線量率応答関数、である。作成した評価式を表計算ソフトに組み込み、多様な燃料デブリの表面線量率のパラメータ依存性を即座に計算できるようにした。図 1 は、作成した評価式により、$(U,Zr)O_2$ を主成分とする TMI-2 の燃料デブリに近い性状(ただし平均燃焼度は 1F 相当)の 1F サンプリング燃料デブリ(2021 年)の表面線量率の半径依存性と線源寄与を示したものである。^{137}Cs(^{137m}Ba)や ^{154}Eu 等の線源量の増大に伴い表面線量率は大きくなるが、自己遮蔽の効果により飽和する傾向がみられる。発表時には、MCCI などの性状による違い、その他の留意すべきパラメータ依存性などを示す予定である。

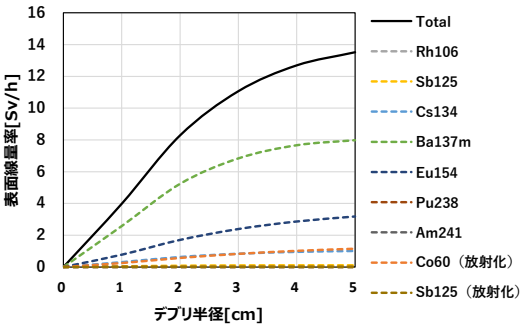


図 1 燃料デブリの表面線量率の試算例

※本成果は、経済産業省／平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリの性状把握・分析技術開発)」により得られたものです。

【参考文献】[1] 岡本, 奥村,他, 2012 年秋の大会 Q14、[2] PHITS ホームページ (https://phits.jaea.go.jp/)

*Keisuke Okumura[1,2] and Kenichi Terashima[1,2]
[1]IRID, [2]JAEA

「放射線遮蔽ハンドブック —応用編—」の刊行
「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会の活動報告

Publication of "A Handbook of Radiation Shielding -Applications-"

Activity of Research Committee on Application Technologies of Shielding Calculation

*上蓑 義朋 [1,2]

[1] 清水建設技術研究所, [2] 理研仁科センター

2016 年に発足した「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会は、「放射線遮蔽ハンドブック —応用編—」の執筆・編集を進めており、2019 年度末までに刊行の予定である。

キーワード：放射線遮蔽ハンドブック、応用編、「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会、活動報告

1. 経緯

2012 年に発足した「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会は、2015 年 3 月に「放射線遮蔽ハンドブック —基礎編—」を刊行し、約 600 部という学会の刊行物としては異例の部数を販売した。引続き委員会は「—応用編—」の編集に着手した。2016 年には新たに「遮蔽計算の応用技術」研究専門委員会の発足が認められ、「放射線遮蔽ハンドブック —応用編—」の 2019 年度内の刊行を目指して活動している。

2. 応用編の概要

基礎編では、放射線源、断面積とライブラリ、離散座標法とモンテカルロ法による詳細輸送計算法、バルクやストリーミング等の簡易計算法、遮蔽材料などについて詳細に解説しているのに対し、応用編ではこれらを利用する上での注意点、特殊な計算方法、ベンチマーク実験、実際の遮蔽設計例などを紹介している。以下に暫定的な目次を示す。

1 章　概要

2 章　設計手順および計算の選択ならびに注意点

設計の手順と計算手法の選択／計算手法に関する注意点／ダクトストリーミング評価技術／スカイシャイン評価技術

3 章　特殊な計算手法

感度解析と誤差解析／検出器の応答関数評価／観測量などの評価／運転停止後線量の評価／今後の開発

4 章　ベンチマーク実験とその解析例

バルク遮蔽(原子炉)／同(14 MeV)／同(加速器)／ストリーミング／スカイシャイン／キャスク

5 章　原子力施設の遮蔽設計例

PWR／BWR／輸送用キャスク／使用済燃料中間貯蔵施設／再処理施設／廃炉及び廃棄物

6 章　RI と加速器施設の遮蔽設計例

RI 滅菌施設／医療用電子リニアック／PET 薬剤製造施設／粒子線治療施設／ホウ素中性子捕捉療法施設／核融合炉試験装置／陽子および重イオン加速器施設／電子加速器施設

8. 施設の放射化

原子炉／PET 薬剤製造施設・研究用加速器

付録

---

*Yoshitomo Uwamino [1,2]

[1]Institute of Technology, Shimizu Corporation., [2]RIKEN Nishina Center

遮蔽材料標準の策定について(14)
- 遮蔽材料標準に係る組成検討の進捗状況 -

Discussion on the Standardization of Shielding Material focusing on Shielding Concrete
(14) The progress of investigation for shielding concrete standard composition

*奥野功一[1], 木村健一[2], 中田幹裕[3], 前中敏伸[4], 島本 龍[5], 谷口 雅弘[6], 鈴木正樹[4]
[1]安藤ハザマ, [2]フジタ, [3]MHI NSエンジニアリング, [4]竹中工務店, [5]中部電力, [6]大成建設,

標準委員会 遮蔽材料標準作業会では遮蔽設計に用いるためのコンクリート材料組成の標準化を検討している。本稿ではこれまでのコンクリート組成検討の進捗状況と、元素組成変動の線量率影響検討及び標準化の計画について報告する。

キーワード：遮蔽材料, コンクリート, 標準化, 線量率計算

１．はじめに

遮蔽材料組成の標準化作業については、2014年に活動を開始して以来、コンクリート組成の調査及び遮蔽設計用組成標準化検討と、組成変動が遮蔽透過後の線量率に与える影響を検討してきた。本稿ではこれまでの経緯を整理し、これまでの検討に立脚した標準化ロードマップを説明するとともに、元素組成変動の線量率影響検討及び標準化の今後の具体的計画について示す。

２．遮蔽計算用コンクリート組成検討状況

コンクリート組成の標準化作業においては、コンクリートの専門知識が要求されることから日本建築学会所属委員にコンクリート製造の実情を踏まえた標準組成の検討を依頼し、検討結果を遮蔽計算用コンクリート標準組成の重要な基礎とすることとした。コンクリートは地産地消の材料で、地域により粗骨材等のコンクリート原料も異なることから、原料による差異に依存しない共通の遮蔽計算用コンクリート標準組成が科学的かつ実用的な観点から検討された。検討結果を基に、従来から施設の設計で利用されてきた遮蔽計算用コンクリート組成との比較検討を実施すべく、原子炉線源及び発生中性子のエネルギーが20MeV以下の加速器線源に対して線量率影響の検討を開始した。

３．元素組成案の線量率影響検討状況

既実施済み影響評価に加え、コンクリート製造の実情を踏まえた標準組成の検討で示された、主要な元素の組成変動に対する線量率影響評価を実施中である。この検討により、減衰率に影響が有意な元素と、遮蔽計算用コンクリート標準組成案と、現実に存在する組成との遮蔽性能の変動幅を明確にし、標準の附属書(参考)に、標準組成を施設基本設計時に使用する際の留意事項の一つとして示す方針である。

４．標準作成の今後の計画

標準策定までのロードマップを以下に示す。今後、論文執筆や国際会議など多くの場で発表すると共に、そこで得られた意見等も取り入れ、より実用的な標準化策定作業を進めていく計画である。

	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021
放射線遮蔽分科会	▼作業会設置				▼成立性確認	▼着手	▽中間報告	最終報告▽	策定▽
遮蔽材料標準作業会		標準成立性の事前検討				標準策定作業			

*Koichi Okuno[1], Ken-ichi Kimura[2], Mikihiro Nakata[3],Toshinobu Maenaka[4],Ryu Shimamoto[5],Masahiro Taniguchi[6],Masaki Suzuki[4]
[1]Hazama-Ando Corp.,[2]Fujita Corp.,[3]MHI Nuclear Solutions and Engineering,[4]Takenaka Corp.,[5]Chubu Electric Power Co., Inc.,[6]Taisei Corp.

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

Wed. Sep 11, 2019 4:25 PM - 5:15 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 7:25 AM - 8:15 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[1N14-16] Radiation Metrology

Chair:Akira Taniike(Kobe Univ.)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1N14] Estimation of Cs-137 contamination with pinhole gamma camera

*Hideo Hirayama[1,2], Katsumi Hayashi[2], Kohei Iwanaga[2], Kenjiro Kondo[1,2], Seishiro Suzuki[2] (1. KEK, 2. NRA)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1N15] The forward-transmission spectrum method: a simplified dose calculation for gamma-ray bulk shielding

(1)principle of forward-transmission spectrum method

*Norihiro MATSUDA[1], Yoshihiro HIRAO[2] (1. JAEA, 2. NMRI)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1N16] The forward-transmission spectrum method: a simplified dose calculation for gamma-ray bulk shielding

(2)Perspectives on bulk shielding calculation

*Yoshihiro Hirao[1], Norihiro Matsuda[2] (1. NMRI, 2. JAEA)

5:10 PM - 5:15 PM JST | 8:10 AM - 8:15 AM UTC

Time reserved for Chair

ピンホール型ガンマカメラによる Cs-137 汚染量の推定

Estimation of Cs-137 contamination with pinhole gamma camera

*平山　英夫[1,2]，林　克己[2]，岩永　宏平[2]，近藤 健次郎[1,2]，鈴木 征四郎[2]

[1]高エネルギー加速器研究機構，[2]原子力規制庁

ピンホール型ガンマカメラによる γ 線全エネルギー吸収ピーク計数率と線源からの距離及び途中の物質による減衰を考慮した直接線情報により Cs-137 放射能（Cs-137 汚染量）を推定する方法を検討した。

キーワード：ピンホール型ガンマカメラ、Cs-137、全エネルギー吸収ピーク検出効率、CdTe、福島第 1 原子力発電所

1. 緒言

ピンホール型ガンマカメラにより γ 線全エネルギー吸収ピーク計数率が測定出来る場合、線源からの距離と途中の物質による減衰から解析的に計算できる直接線情報と併せて汚染量を推定できる可能性がある。日立のガンマカメラ HDG-E1500[1)] を対象にピンホール型ガンマカメラによる Cs-137 汚染量の推定法について検討した。

2.ガンマカメラの 0.662 MeV γ 線の全エネルギー吸収ピーク計数率による Cs--137 汚染量の推定法

2-1. Cs-137 汚染量とガンマカメラの 0.662 MeVγ 線全エネルギー吸収ピーク計数率の関係

Cs-137 から崩壊当たりに放出される 0.662 MeV γ 線数を f (=0.851)、線源とガンマカメラの距離を d (cm)、線源とガンマカメラの間にある空気を含む物質の 0.662 MeV γ 線の対する平均自由行程を t (mfp)、ガンマカメラの実効ピンホール半径を r_{eff} (cm)、ピクセルに入射した 0.662 MeV γ 線の全エネルギー吸収ピーク計数検出効率を ε、ガンマカメラの 0.662 MeV γ 線全エネルギー吸収ピーク計数率の該当領域のピクセル合計値を P (cps) とすると、Cs-137 汚染量 Q (Bq) は、$Q\ (\mathrm{Bq}) = \frac{4\pi d^2 P}{\exp(-t)\varepsilon f Q \pi r_{eff}^2} = \frac{4d^2 P}{\exp(-t)\varepsilon f Q r_{eff}^2}$ で求めることができる。

2-2. 実効ピンホール半径

HDG-E1500 のピンホールを構成しているコリメータは断面が三角形の W 製で、最も狭い箇所の半径が 3 mm という構造になっている。ピンホール部を含むコリメータを通過して検出面に到達する 0.662 MeV γ 線の数から実効ピンホール半径を求めた。推定では、線源からの γ 線が平行ビームとしてガンマカメラに垂直に入射する場合の実効ピンホール半径 4.64 mm を使用する。

2-3 全エネルギー吸収ピーク検出効率

HDG-E1500 の検出器は CdTe 素子で、検出部は 16 x 16 個の 2.21 mm x 2.44 mm x 5 mm のピクセルで構成されている。ピクセルに入射した 0.662 MeV γ 線の全エネルギー吸収ピーク検出効率は、ピンホール位置に校正線源をおいて得られた全ピクセルの平均ピーク計数率から求めた 0.0158 を使用する。

2-4 Cs-134 汚染量推定式

以上から、$Q\ (\mathrm{Bq}) = 1380 \times d^2 P / \exp(-t)$ により、Cs-137 汚染量を推定できる。

講演では、校正線源による測定結果との比較検討、１F 構内でのガンマカメラによる Cs-137 汚染量の推定例を併せて報告する。

参考文献

[1] https://www.hitachi.co.jp/products/healthcare/products-support/radiation/gammacamera/gammacamera/index.html

---

*Hideo Hirayama[1,2], Katsumi Hayashi[2], Kouhei Iwanaga[2] and Seishiro Suzuki1[2]

[1]High Energy Accelerator Research Organization, [2] Nuclear Regulation Authority

順透過スペクトル法の開発
（1）順透過スペクトル法の原理

The forward-transmission spectrum method: a simplified dose calculation for gamma-ray bulk shielding
(1) principle of the forward-transmission spectrum method

*松田 規宏[1]，平尾 好弘[2]
[1]原子力機構，[2]海技研

ガンマ線バルク遮蔽の新たな簡易線量評価手法として、媒質中を順方向に透過するガンマ線からなる「順透過スペクトル」に基づく「順透過スペクトル法」を開発した。

キーワード：ガンマ線線量評価，バルク遮蔽，簡易計算，PHITS，EGS5

1. 緒言

点減衰核法は、バルク遮蔽の評価において極めて有用な手法であるが、補正係数であるはずのビルドアップ係数に過度に依存している。そこで、「順透過スペクトル」に基づく「順透過スペクトル法」を開発した。ここでは、その原理を解説する。

2. 方法

無限媒質を透過するガンマ線は、媒質に依存した平衡スペクトルを形成する。この形成過程に着目して、「平衡スペクトルの形成を主導するガンマ線」を定義した。また、この定義を拡張した「順透過スペクトル」について、粒子・重イオン輸送計算コード PHITS（正確には、PHITS に組み込まれた EGS5 [1]）を用いたシミュレーションで特徴を確認した。

3. 結果

鉄遮へい体中における順透過スペクトルの線量の減衰を図 1 に示す（赤色の実線）。非衝突ガンマ線の線量の減衰（青色の点線）を併せて示す。非衝突ガンマ線の線量と比べ、順透過スペクトルの線量は、全線量の減衰（黒色の実線）に追従していることがわかる。全線量に対する順透過スペクトルの線量の減衰の追従性は、入射エネルギーや媒質を変えても確認することができた。この比、いわゆる順透過スペクトルの線量の補正係数は、ガンマ線が媒質に入射してから 数 mfp の間で急激に変化し、その後はほぼ一定の値をとることがわかった。

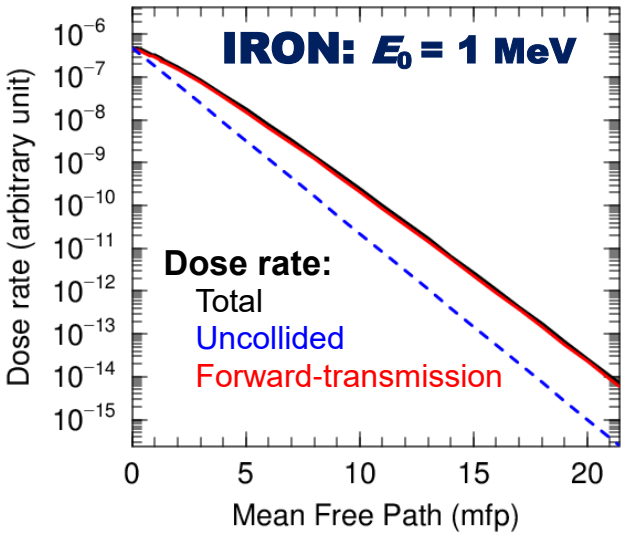


図 1　鉄遮へい体中における線量の減衰

この結果を含む順透過スペクトル及びその補正係数の特徴は、本手法がガンマ線バルク遮蔽の簡易計算に適していることを示すものであった。

本研究は、科研費（課題番号「16K06967」）の助成を受けたものです。

参考文献

[1] Hideo Hirayama, Yoshihito Namito, Alex F. Bielajew, Scott J. Wilderman and Walter R. Nelson, "The EGS5 code system," SLAC-R-730 (2005) and KEK Report 2005-8 (2005).

---

*Norihiro MATSUDA[1] and Yoshihiro HIRAO[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Maritime Research Institute

順透過スペクトル法の開発
（2）バルク遮蔽計算における視点

The forward-transmission spectrum method: a simplified dose calculation for gamma-ray bulk shielding
(2) Perspectives on bulk shielding calculation

*平尾 好弘[1]，松田 規宏[2]
[1]海技研，[2]原子力機構

γ線バルク遮蔽に対する簡易計算の研究を通覧して、新たに開発した「順透過スペクトル法」の位置付けを行う。本手法の点減衰核法に対する優位性を明らかにするとともに、遮蔽応用にとって重要な多重層問題や線量換算係数に対する研究展開の可能性について報告する。

キーワード： γ線線量評価，バルク遮蔽，簡易計算，順透過スペクトル法

1. 緒言

γ線バルク遮蔽に対する簡易線量計算の研究は、点減衰核法の予測精度を高精度で保証するビルドアップ係数（BF）に関するものを中心に、遮蔽性能評価の基礎・応用において、我が国研究者の多大な貢献とともに成熟してきた。既往研究を通覧して、新たに開発した順透過スペクトル（FTS）法の位置付けを行う。

2. 方法

国内を中心に展開した計算法として簡易な点減衰核法及び透過行列法、及びそれらを挟む形で詳細な Invariant Embedding（IE）法の原理と特徴をレビューし（表 1）、FTS 法の位置付けを行った。ここでいう簡易計算法とは、空間的・エネルギー的に、放射線の透過減弱に係るマクロな挙動と結びついた直感的理解、及び少ないパラメータで表現が可能な手法を指す。解の連続性は多少犠牲にされるが一義的に解釈可能である。

表 1　γ線バルク遮蔽に対する線量計算法のレビュー

	点減衰核法（簡易）	Ｉ Ｅ法（詳細）	透過行列法（簡易）
原理	非衝突線の線量に対して、多様な補正係数を考慮	光の反射・透過問題の行列解法をγ線の輸送問題に拡張	γ線のエネルギー領域を数個に分割した行列計算に基づく
特徴・応用	・パラメータが少なく理解容易 ・拡張性なく多重層問題は対処療法的	・ビルドアップ係数算出に利用 ・多重層問題へ拡張	・多重層問題に適用

3. 知見

簡易計算法は通例、パラメータを絞るために馴染み深いベースとそこからの変化やバイアスを表現する定数を用いた数式で表現される。ベース、及びベースと定数の関係性が複雑だと直感的理解を妨げるので、ベースとして現象を支配する放射線挙動の概念が、また関係性が線型になるようにベースと定数の独立性が考慮される。例えば点減衰核法はベースが非衝突線量で BF の独立性が高く、それらの次元も少ないことが広く利用される所以である。一方、遮蔽応用として重要な多重層境界の不連続な線量変化を説明しようとすると、点減衰核法に畳み込まれた情報では足りず、対処療法的な補正しかできない。そこで、スペクトルの主要な変動から説明できるように、新たに開発した FTS 法では次元を増やして行列要素を定数とする透過行列法の流れに回帰を試みた。また FTS 法は、媒質中の順透過スペクトルの（準）平衡性をベースとする点に新規性がある。非衝突線は平衡スペクトルでも表せるため、点減衰核法との親和性もある。今後、定数データの整備と遮蔽応用に対する研究展開を行って適用性を証明する。（科研費「16K06967」助成研究）

参考文献　[1]　松田他、順透過スペクトル法の開発（1）順透過スペクトル法の原理、2019 年秋の大会 (2019).

* Yoshihiro HIRAO[1] and Norihiro MATSUDA[2]
[1]National Maritime Research Institute, [2]Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

Wed. Sep 11, 2019 10:00 AM - 11:55 AM JST | Wed. Sep 11, 2019 1:00 AM - 2:55 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[1O01-07] Advanced PRA Methodology

Chair:Koichi Nakamura(CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[1O01] Application of Surrogate Models for Dynamic PRA

(1)Investigation of Applicability for Limit Surface Prediction of PCT

*Ikuo Kinoshita[1] (1. INSS)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[1O02] Application of dynamic PRA to the design optimization of sodium-cooled fast reactors

*Miku Ishizaki[1], Futoshi Tanaka[1], Hiroshi Sakaba[1], Chihiro Nishizaki[1], Tsuyoshi Sawairi[1], Atsushi Kato[2], Akihiro Ide[3], Akihiro Shibata[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[1O03] Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

Part 1 Concept of Integrated Risk Assessment Methodology and Development of Multi-Unit PRA Considering Frequency Correlation Using DQFM Methodology (Framework)

*HITOSHI MUTA[1], YASUKI OHTORI[1] (1. Tokyo City University)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[1O04] Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

Part 2: Proposal of Interaction Model for Analysing Nuclear Facilities Accident

*Kenji MORI[1], Hitoshi MUTA[1], Yasuki OHTORI[1] (1. Tokyo City Univ.)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[1O05] Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

Part3:Bayesian estimation for generating fragility curve of high fidelity structure model

*Yoshifumi Katayama[1], Toshiaki Sakai[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2] (1. CRIEPI, 2. Tokyo City Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[1O06] Research on regional risk analysis method with Continuous Markov Monte Carlo and Bayesian network

(1)Introduction to regional risk analysis method

*Satoshi Shinzaki[2], Akira Yamaguchi[1], Sunghyon Jang[1], Masayuki Hijiya[2], Kagetomo Miyahara[2], Kensuke Toyoshima[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. NEL)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[1O07] Research on regional risk analysis method with Continuous Markov Monte Carlo and Bayesian network

(2)Preliminary development of regional risk analysis model

*Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1], Masayuki Hijiya[2], Kagetomo Miyahara[2], Kensuke Toyoshima[2], Satoshi Shinzaki[2] (1. The University of Tokyo, 2. Nuclear Engineering, Ltd)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

ダイナミック PRA における代替統計モデルの適用
(1) PCT の限界曲面予測への適用性に関する検討

Application of Surrogate Models for Dynamic PRA

(1) Investigation of Effectiveness for Limit Surface Prediction

*木下 郁男 [1]

[1]原子力安全システム研究所

ROSA/LSTF の小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象模擬実験を対象に、RELAP5 コードによる燃料被覆管最高温度の限界曲面を予測する代替統計モデルを構築し、適応的サンプリング手法による限界曲面計算の効率と精度を検討した。

キーワード：ダイナミック PRA，代替統計モデル，限界曲面，適応的サンプリング，RELAP5

1. 緒言　限界曲面は、入力パラメータの空間において計算結果がある成功基準に関して成功／失敗となる境界の曲面である。限界曲面の計算を効率的に行うためには、安全解析コードよりも計算コストの小さな代替統計モデルの適用が有効である。本研究では、適応的サンプリング法により限界曲面を予測する代替統計モデルを構築し、限界曲面計算の効率と精度を検討した。

2. 解析方法　解析対象は、小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象におけるアクシデントマネジメント策の蒸気発生器 2 次側強制減圧操作を模擬した ROSA/LSTF 低温側配管 1.0%破断実験とした。本研究では、破断口径と減圧開始時間を不確かさの入力パラメータとした。少数の入力データの RELAP5 計算結果を学習データに使用して、ガウス過程回帰モデルにより被覆管最高温度（PCT）の閾値を 1,000 K とする限界曲面を計算した。学習データのサンプリングには、ランダムサンプリング法と適応的サンプリング法[1]を使用した。適応的サンプリング法では、限界曲面を次のように計算した。初めに、少数の学習点（4 点）をランダムに選んで限界曲面を予測し、次に、その限界曲面上から 1 点を選んで、それを学習点に追加して代替統計モデルを更新するという手順を繰り返して実施した。それぞれのサンプリング法による限界曲面の計算精度を、RELAP5 による直接計算結果と比較した。

3. 解析結果　図 1 および図 2 にランダムサンプリング法および適応的サンプリング法による限界曲面の計算結果を示す。赤は RELAP5 により計算した PCT が 1,000 K 以上の領域を示す。青はそれぞれのサンプリング法による代替統計モデルの学習点（40 点）を示す。適応的サンプリング法のほうが、学習点は RELAP5 計算による限界曲面の近くでサンプリングされており、限界曲面は RELAP5 計算結果と良く一致していることが分かる。図 3 に、学習サンプル数に対する代替統計モデルで予測した失敗確率（PCT が 1,000 K 以上）の収束過程を示す。適応的サンプリング法のほうが RELAP5 による計算結果に速く収束することが分かる。

参考文献　[1] C. Parisi, et al., BEPU2018-264 (2018)

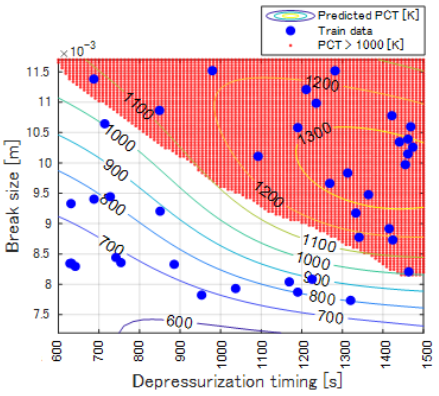


図 1　限界曲面計算(ランダムサンプリング)

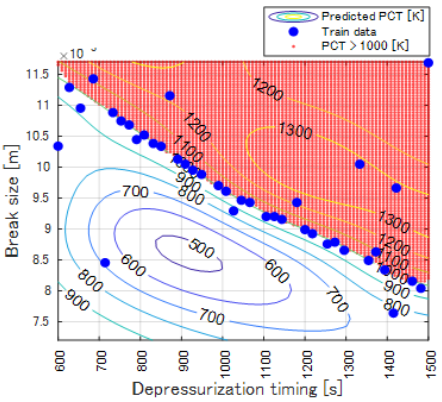


図 2　限界曲面計算(適応的サンプリング)

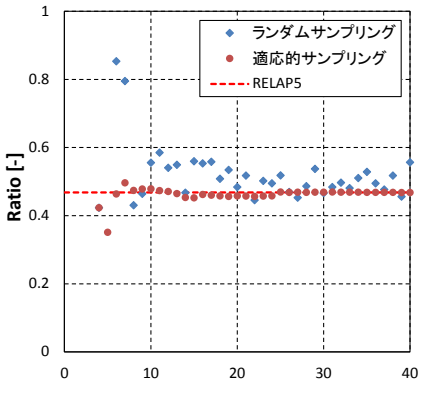


図 3　失敗確率の収束過程

*Ikuo Kinoshita[1], [1]INSS

ナトリウム冷却高速炉の設計最適化への動的 PRA の適用検討

Application of dynamic PRA to the design optimization of sodium-cooled fast reactors

*石崎 未来[1]，田中 太[1]，坂場 弘[1]，西﨑 千博[1]，澤入 剛[1]
加藤 篤志[2]，井手 章博[3]，柴田 明裕[3]
[1]三菱重工業，[2]日本原子力研究開発機構，[3]三菱 FBR システムズ

ナトリウム冷却高速炉（SFR）では、一般に崩壊熱除去系（DHRS）の使命時間が軽水炉よりも長く設定される。そこで、プラント状態の経時変化を扱える動的な確率論的リスク評価（PRA）の適用性について検討し、状態変化に着目したリスク情報が抽出できることを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、動的 PRA、信頼性評価、炉心損傷頻度、設計最適化

1. 緒言

SFR では異常時の緩和系システム構成が軽水炉と異なり、一般に PRA 評価上の使命時間が軽水炉より長く設定される。崩壊熱の減衰を考慮しない場合、安全系機器の機能復旧操作や修復の時間余裕を過小に扱うこととなり、結果として炉心損傷頻度が過度に保守的に評価される。そこで、炉心損傷までの時間余裕等を考慮し、状態変化に着目したリスク情報を抽出するため、動的 PRA の適用性について検討した。

2. 評価方法

2-1. 評価対象シナリオ

従来の PRA 評価で支配的であった、原子炉トリップ後の電気盤故障により DHRS 機能が喪失する事象を想定する。その後、DHRS 機能の手動復旧に期待するシーケンスを対象とした。本評価で用いた動的 PRA 手法は、従来の手法を高速炉を対象に改良したものである。

2-2. 炉心損傷頻度の評価

評価対象シナリオに対し、使命時間を 168 時間とし、故障が発生するタイミング、喪失した機能が復旧するまでの時間、DHRS の状態及び崩壊熱の経時変化に応じた 1 次系温度の時間変化を考慮する。ここで、原子炉容器の構造健全性の判断基準である 650℃を超過した時点で炉心損傷に至ったと判定する。炉心損傷頻度は炉心損傷と判定した数を総試行計算数で除した値とした。

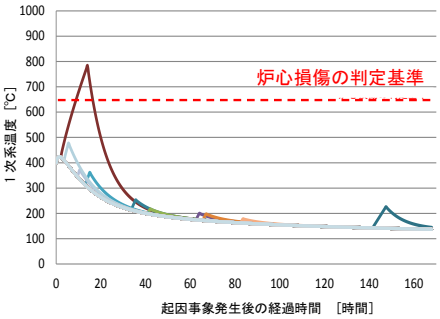


図 1　1 次系温度の時系列変化の計算例

2-3. 評価結果

図 1 に 1 次系温度の時系列変化例を示す。比較的短期間に DHRS が故障した場合、崩壊熱が大きく時間余裕が短いため 1 次系温度が上昇し判断基準を超過するケースが見られる。一方比較的長い時間が経過した後に DHRS が故障した場合では、1 次系温度の上昇は緩やかで手動復旧に成功する傾向にある。炉心損傷発生時期の度数分布からも炉心損傷は起因事象発生後の短期間に集中していることが示された（図 2）。これは時間の経過とともに崩壊熱が減衰し手動復旧の時間余裕が長くなったためである。経時変化を勘案することで状態変化に着目したリスク情報を抽出でき、設備設計仕様、操作手順、人的配置など、設計最適化検討に資する情報を得た。また、本検討により得られた炉心損傷頻度は従来 PRA 手法の結果より低いことも示された。

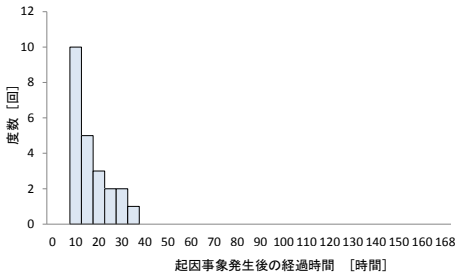


図 2　炉心損傷発生時期の度数分布

3. 結論

動的 PRA の適用により、DHRS 機能喪失が発生しうるタイミングや炉心損傷までの時間余裕に関する影響などを明らかにすることで、経時変化に着目した設計最適化検討に資するリスク情報を抽出できることを確認した。

*Miku Ishizaki[1], Futoshi Tanaka[1], Hiroshi Sakaba[1], Chihiro Nishizaki[1], Tsuyoshi Sawairi[1], Atsushi Kato[2], Akihiro Ide[3], Akihiro Shibata[3]　[1]MHI, [2]JAEA, [3]MFBR

※ 本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度　高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

外的事象を対象とした統合的リスク評価手法の開発 その１：統合的リスク評価手法の概観及び DQFM 法による 周期相関を考慮した MUPRA 手法の開発（基本的考え方）

Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event
Part 1 Concept of Integrated Risk Assessment Methodology and Development of Multi-Unit PRA Considering Frequency Correlation Using DQFM Methodology (Framework)

*牟田仁[1]，大鳥靖樹[1]
[1]東京都市大学

現状の外的事象を対象とした確率論的リスク評価における技術課題，即ち，様々な従属性及び相関性の適切な考慮，SSC・人間系・インフラ・周辺環境間の相互作用，マルチハザードの考慮，マルチユニットへの適用等について，個々を解決しつつ統合的なリスク評価手法としての体系化を図る．本稿はその 1 として DQFM 法を用いて，様々な機器損傷の相関性を考慮した MUPRA 手法の開発の基本的考え方について報告する．

キーワード：統合的リスク評価手法，外的事象，マルチハザード，マルチユニット，損傷相関

1. はじめに

福島第一原子力発電所の事故が契機となり，原子力安全規制が強化され，重大事故への対応も確率論的リスク評価(PRA)の知見に基づき継続的な安全性の向上が要求されている．我が国の PRA の技術は 1980 年代後半から研究が行われているが，規制に合理的に適用していくためには，不確かさや未知領域或いは既知ではあるが未モデル化領域の扱いなど，検討すべき課題も多い．

本研究では，様々な従属性及び相関性の適切な考慮，SSC・人間系・インフラ・周辺環境間の相互作用，マルチハザードの考慮，マルチユニットへの適用等といった現状の PRA が抱える技術課題（表 1 参照）を包絡的に検討し，統合的な確率論的リスク評価手法として体系化を試み，規制等で参照とする場合等に合理的なモデル化範囲を設定するための知見を提供することを目的とする．

表1. PRA技術課題の整理

誘因事象		事象単独	→	複合（随伴，同時，独立／従属）
ハザード評価		外部事象個々の評価	→	複合・組合せ考慮データの再分解
フラジリティ評価	モデル	簡易モデル	→	詳細モデル
	応答入力	PGA	→	応答スペクトル
	相関性	完全相関，無相関	→	部分相関，周期間相関
事故シーケンス評価	スコープ	単独	→	マルチユニット，環境・インフラ・構造物・人間系…
	システム解析手法	FT/ET解析	→	相互作用モデル，動的PRA

2. DQFM 法による周期相関を考慮した MUPRA 手法の開発（基本的考え方）

従来の PRA 手法は，個々の機器の故障や人の過誤に着目したリスク評価手法であり，構築物，システム，機器に加え，環境やインフラ，さらには組織（人）が相互に作用する複雑なシステムの分析には必ずしも適していない．一方で，現状の技術の延長線上にあると考えられるマルチハザード[1]，マルチユニット[2]の評価手法についても検討途上である．これらの課題間の関係性は把握されておらず，統合的なモデル化を行うことで明確化しておく必要があると考えられる．

本稿はこの技術課題に対する検討の一環として，DQFM 法を用いたマルチハザードの PRA 手法をベースに，機器間の部分相関と周期相関[3]を考慮し，さらにこれをマルチユニットへ適用した PRA 手法を提案する．提案手法に関連して，図 1 に部分相関を考慮するモデルの例を示す．手法の適用性についても報告する．

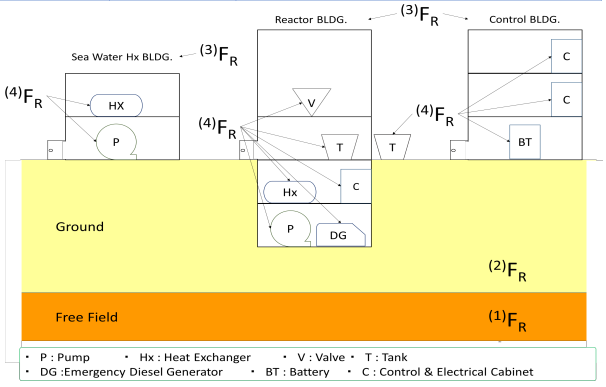


図1. 部分相関モデルの例

参考文献
[1] 牟田仁他，“地震・津波の重畳を考慮した確率論的安全性評価手法の開発”,日本原子力学会 2018 年春の年会，2018 年秋の大会， 2019 年春の年会.
[2] (独)原子力安全基盤機構，“平成 21 年度多数基立地サイトの地震 PRA 手法の整備”，平成 23 年 6 月.
[3] 大鳥靖樹他，“地震 PRA における耐震多様性の評価”，日本原子力学会 2019 年春の年会.

* Hitoshi MUTA[1] and Yasuki OHTORI[1]
[1] Tokyo City University.

外的事象を対象とした統合的リスク評価手法の開発
その２：原子力施設の事故に影響するインタラクションモデルの提案

Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

Part 2: Proposal of Interaction Model for Analysing Nuclear Facilities Accident

*森 憲治[1]，牟田仁[1]，大鳥靖樹[1]

[1]東京都市大学大学院共同原子力専攻

原子力施設における外的事象による複数事故同時発生の空間的な影響及び人的操作によるフィードバック等の影響を STAMP/STPA（Systems-Theoretic Accident Model and Process/STAMP based Process Analysis）モデルを用いて評価するインタラクションモデルを提案する。

キーワード：リスク評価，STAMP/STPA モデル，外的事象，複数事故の同時発生，人的操作，核燃料施設

1. はじめに

施設内に核燃料物質が分散して存在する核燃料施設では、地震等の自然外的事象による複数個所での事故（核燃料物質の漏えい、臨界等）の同時発生と、これらの事故が互いに影響を及ぼしながら進展する状況に留意する必要がある。また、核燃料施設では事故対策における人的操作の寄与が大きく、その事故へのフィードバックが事象進展に影響することが予想される。このような相互作用は従来の確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment : PRA）手法では取り扱いが難しいものと考えられる。

本稿では、これらの相互作用の取り扱いを可能とするため、システム理論に基づくアクシデントモデルである STAMP/STPA モデル[1]を導入する。

2. STAMP/STPA モデルをベースにした多層レイヤによるインタラクションモデル

従来の PRA 手法は、個々の機器の故障や人の過誤に着目したハザード分析手法であり、複数の機器や組織（人）（以下「要素」という。）が相互作用を行う複雑なシステムの分析には必ずしも適した手法とは言えない。一方、STAMP/STPA モデルは、要素間の制御／被制御に着目した分析手法で、このようなシステムのハザードを分析するのに適している。

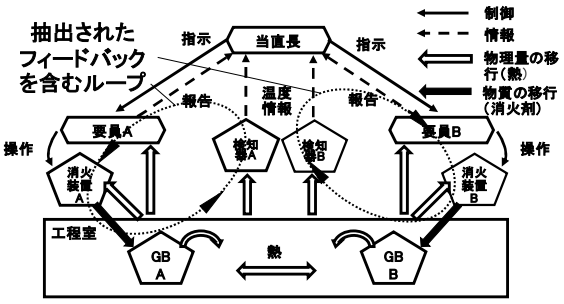


図 1 評価モデルによる分析の例

ここでは、STAMP/STPA モデルを用いて①要素間の制御による相互作用を表現した情報レイヤ及び②物理量（例えば熱等）や物質の空間での移行を表現した空間レイヤ、従来の PRA 手法の③FT（Fault Tree）で構成した SSC (Structures, Systems, Components)レイヤについて、各レイヤ内及びレイヤ間の各要素を制御／被制御（影響を及ぼす／受ける）の観点から関係付けて構成した多層レイヤ[2]により、相互作用を行うシステムの分析を可能とする評価モデルを提案する。

本評価モデルを用いたハザード分析例として、核燃料施設内の 2 箇所で同時に発生した仮想的なグローブボックス（GB）火災の分析例を図 1 に示す。図 1 は①及び②のレイヤの分析から抽出されたもので、GB 火災の検知器から消火剤の散布に至り、さらに火災の状況を検知するといったフィードバックを含むループが形成されている。このループが何等かの理由で途切れると消火に失敗して事象が進展するが、その途切れる要因を分析することにより、ハザードや起因事象を抽出できる。また、図 1 には 2 つの GB 火災から発生した熱が空間を介し互いに影響を及ぼすこと、消火装置や要員に影響を及すことが表現されており、これらの影響をハザード分析の際に考慮することができる。

このように、本評価モデルにより相互作用を行うシステムのハザード分析が可能となる。一方、リスクの定量化については、各要素に定量化のモデルを割り当てる必要があり、これは本研究の次の段階で検討する。

参考文献

[1] (独)情報処理推進機構, ”はじめての STAMP/STPA ～システム思考に基づく新しい安全性解析手法～”, 2016 年 3 月.

[2] 大鳥靖樹，牟田仁，尾本彰，“アクシデントモデル STAMP を用いた原子力発電所の自然外部事象に対するリスクマネジメントの研究 その 1:自然外部事象に対する STAMP モデルの適用性, ”2018 年秋の大会予稿集 2011”, 2018 年 9 月.

* Kenji MORI[1], Hitoshi MUTA[1] and Yasuki OHTORI[1]

[1] Corporative Major in Nuclear Energy, Graduate School, Tokyo City University.

外的事象を対象とした統合的リスク評価手法の開発
その３：ベイズ推定を用いた原子力発電所屋外重要土木構造物のフラジリティ曲線算定

Development of Integrated Risk Assessment Methodology for External Event

Part3:Bayesian estimation for generating fragility curve of high fidelity structure model

*片山 吉史[1]，酒井 俊朗[1]，大鳥 靖樹[2]，牟田 仁[2]

[1]電力中央研究所，[2]東京都市大学

ベイズ推定を用いてフラジリティ曲線算定に必要な地震応答解析の回数を低減可能な手法を検討した。本手法を原子力発電所の取水系土木構造物に適用した結果，原子力学会「地震 PRA 標準」[1]の詳細法と比べて，少ない解析回数で，同程度のフラジリティ曲線を得ることができた。

キーワード：フラジリティ曲線，ベイズ推定，地震 PRA，屋外重要土木構造物，耐震設計

1. はじめに

フラジリティ曲線は，一般に，耐力中央値 Am とばらつき β の 2 つの母数をもつ対数正規累積分布関数で表され，Am と β を精度良く推定することが重要である。また，フラジリティ曲線算定には，物性値や地震動をばらつかせた多数回の地震応答解析が必要であるが，解析モデルは年々詳細化しており，計算時間の問題が出てきている。本検討では解析回数の低減を目的としたフラジリティ曲線算定手法を検討する。

2. ベイズ推定を用いたフラジリティ曲線算定手法

(1) ベイズ推定：本検討では，ベイズの定理に基づく式(1)において，f_0 および f_1 を Am と β を確率変数とする結合確率密度関数と考えて，f_1 の周辺確率密度関数の期待値として Am と β を推定する。

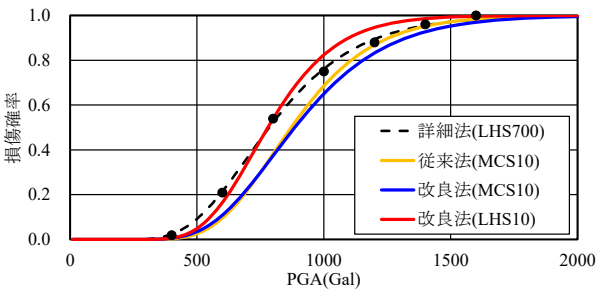
$$f_1(A_m,\beta|\varepsilon) = k \times P(\varepsilon|A_m,\beta) \times f_0(A_m,\beta) \qquad \text{式(1)}$$

ここで，f_0：事前確率密度関数，f_1：事後確率密度関数，k：係数，P：尤度関数

(2) 尤度関数：式(1)の尤度関数 P は Am と β がある値をとるときの解析結果 ε が生起する確率を表し，尤度関数をフラジリティ曲線とした場合(従来法)と，限界加速度の確率密度分布とした場合(改良法)を検討する。

(3) 事前分布：A_m と β は対数正規確率密度関数に従うとして式(1)の事前分布 f_0 を設定する。A_m の中央値は，中央値物性値を用いた裕度解析から算定した限界加速度を設定し，それ以外のパラメータは，事前に実施したフラジリティ曲線の Am と β を仮定したパラメータスタディを踏まえて設定した。

(4) 原子力発電所屋外重要土木構造物への適用：土木学会「原子力マニュアル」[2]における取水ピットおよび海水管ダクトに対して上記手法を適用した。地震応答解析は 2 次元 FEM 非線形時刻歴解析とし，破壊基準は層間変形角 1/100 とし，地盤の S 波速度のばらつきを考慮した。



図−1 フラジリティ曲線(海水管ダクト)

3. 計算結果と結論

解析回数 700 回の詳細法，解析回数 10 回の従来法と改良法のフラジリティ曲線を**図−1** に示す。改良法では S 波速度のサンプリングをモンテカルロ法(MCS)ではなくラテン超方格法(LHS)とした場合には，詳細法のフラジリティ曲線を概ね再現できており，3 次元モデルに適用した場合に解析コストを大幅に低減できる可能性がある。

参考文献 [1] 日本原子力学会：原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 2015

[2] 土木学会：原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル,2005 年 6 月

*Yoshifumi Katayama[1], Toshiaki Sakai[1], Yasuki Ohtori[2] and Hitoshi Muta[2]

[1]Nuclear Risk Research Center, CRIEPI, [2]Tokyo City University

連続マルコフ過程モンテカルロ法およびベイジアンネットワークを用いた広域リスク評価手法に関する研究　(1) 全体概要

Research on regional risk analysis method with Continuous Markov Monte Carlo and Bayesian network

(1) Introduction to regional risk analysis method

*新﨑 聡司[1]，山口 彰[2]，張 承賢[2]，泥谷 雅之[1]，宮原 景朋[1]，豊嶋 謙介[1]

[1]原子力エンジニアリング（NEL），[2]東京大学

大規模災害時における複数の原子力発電所での同時発災やサイト外部からの支援を考慮し、複数サイト事故の影響を広域的、広義的に捉えた広域リスク評価手法として、連続マルコフ過程モンテカルロとベイジアンネットワークを用いた評価手法を提案する。

キーワード：複数サイトリスク、広域リスク、ベイジアンネットワーク、連続マルコフ過程モンテカルロ

1. 緒言

既報[1]により、複数ユニットのリスク評価を目的として、隣接ユニットの事故進展状態に依存するマルチユニット影響を考慮したリスク評価を行うために、事故進展マルコフモデルを構築し、連続マルコフ過程モンテカルロ（CMMC）法を用いたシナリオ定量化手法を提案した。本研究では、既報の手法を拡張して、地震等の大規模災害時を想定した、近接する複数の原子力発電所と外部支援拠点間の動的な相互作用の考慮が可能なリスク評価手法を提案する。

2. 研究内容

2-1. ベイジアンネットワークを用いた相互作用のモデル化方法

モデル化する構成要素（原子力発電所や外部支援拠点等）間の動的な相互作用を考慮するために、各構成要素の取り得る状態を定義した上で、支援による事故進展抑制、及び、FP 放出による支援阻害といった構成要素間の相互作用（図 1）を特定し、状態遷移を考慮する構成要素を終点としたベイジアンネットワーク（図 2）を作成する。ベイジアンネットワークにより、モデル化する構成要素間の相互作用を同定し、条件付確率を用いて構成要素間の相互作用を考慮した状態遷移確率を定量化する。

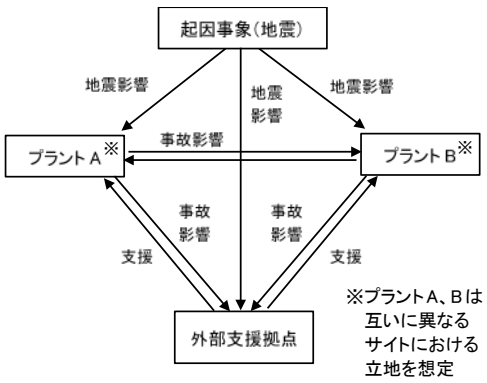


図 1　構成要素間の相互作用の例

2-2. ベイジアンネットワークと CMMC 法による事故シナリオ定量化

プラントの事故進展をマルコフ過程と想定し、ベイジアンネットワークにより求めた各構成要素の状態遷移確率を元に、モンテカルロ法を用いて各構成要素の状態を決定することをタイムステップ毎に繰り返すことで、構成要素間の相互作用を考慮した 1 つの固有な事故シナリオを作成する（図 3）。更にモンテカルロ法により固有な事故シナリオを持ったサンプルを多数作成し、それらのサンプルを統計的に解析することで確率論的な事故シナリオの評価を行う。

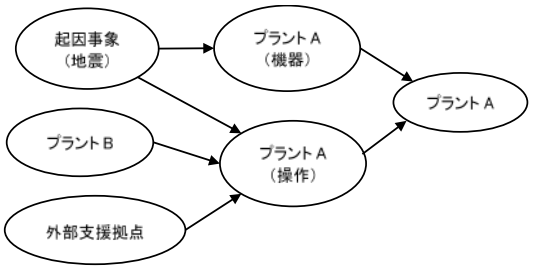


図 2　ベイジアンネットワークの例

3. 結論

CMMC 法とベイジアンネットワークを用いることで、複数の原子力発電所での同時発災やサイト外部からの支援等の動的な相互作用を考慮できるリスク評価手法を提案した。

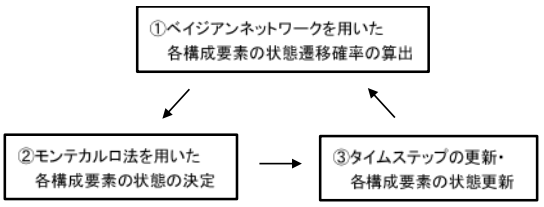


図 3　サンプル（固有な事故シナリオ）の作成イメージ

参考文献

[1] 浅野翔他、多数基立地サイトのユニット間相互作用を考慮した動的リスク評価手法の研究、1P05、原学会 2018 秋の大会

*Satoshi Shinzaki[1], Akira Yamaguchi[2], Sunghyon Jang[2], Masayuki Hijiya[1], Kagetomo Miyahara[1] and Kensuke Toyoshima[1]

[1]Nuclear Engineering, Ltd., [2]The University of Tokyo

連続マルコフ過程モンテカルロ法およびベイジアンネットワークを用いた広域リスク評価手法に関する研究 (2) 広域リスク評価モデルの試構築

Research on regional risk analysis method with Continuous Markov Monte Carlo and Bayesian network

(2) Preliminary development of regional risk analysis model

*張　承賢[1]，山口　彰[1]，泥谷　雅之[2]，宮原　景朋[2]，豊嶋　謙介[2]，新﨑　聡司[2]

[1]東京大学，[2]原子力エンジニアリング（NEL）

大規模災害時における複数の原子力発電所での同時発災やサイト外部からの支援を考慮し、複数サイト事故の影響を広域的、広義的に捉えた広域リスク評価手法として、連続マルコフ過程モンテカルロ法（以下:CMMC法）とベイジアンネットワーク（以下:BN）を用いた評価手法を提案する。

キーワード: 連続マルコフ過程モンテカルロ法、ベイジアンネットワーク、複数サイトリスク、広域リスク

1. 緒言：本シリーズ発表の第1報で紹介した「広域リスク評価手法」を用いて1.0Gの地震が発生した際の2ユニットサイトに対して外部支援拠点からの支援を考慮したリスク評価モデルを構築した。

2. 広域リスク評価モデル

2-1. プラント状態の評価：広域リスク評価モデルは起因事象、２つのプラント、外部支援拠点の４つの要素で構成され、各プラントは操作と機器の２つの子ノードを持つ。プラントは、健全、炉心損傷、格納容器先行破損、格納容器機能喪失の状態を有し、CMMC法を用いて状態遷移を評価することができる。時刻tにおけるプラントの状態が健全である確率Pは、単位時間当たりの状態遷移率λを用いて以下の微分方程式で表す。状態遷移率は、国内地震PRAのプラント状態毎の炉心損傷頻度を基にBNを用いた条件付き確率でプラント間相互作用、外部支援の効果を考慮して求めた。共通原因故障については、状態遷移率を独立と共通原因部分に分け、それぞれの確率のうち、共通原因部分が占める割合を与えることで、従属性の影響を評価した。

$$\mathbf{dP(健全,t)/dt} = -\boldsymbol{\lambda}_{\text{炉心損傷}} \cdot \mathbf{P(健全,t)} - \boldsymbol{\lambda}_{\text{格納容器先行破損}} \cdot \mathbf{P(健全,t)} - \boldsymbol{\lambda}_{\text{格納容器機能喪失}} \cdot \mathbf{P(健全,t)} \qquad (1)$$

2-2. 外部支援拠点による支援効果およびプラント間相互作用の評価：シビアアクシデント時は、外部支援拠点からの人員や物資の支援によってプラント操作に好影響があり、一方、隣接ユニットの状態悪化（FP放出）の結果、片方のプラントにおける操作は悪影響を受けると考えられる。図1のようなBNを用いて支援効果および隣接プラント間の相互作用を状態遷移率に反映し、プラント状態の遷移（事故進展）を評価した。

3. 広域リスク評価：図2に隣接ユニットの影響を考慮した際の両プラントがFP放出に至る確率の評価結果を示す。隣接プラントの影響を考えた場合、相互作用によって両プラントがともにFP放出に至る確率が増加する。図3は支援効果を考慮した際の両プラントがともにFP放出に至る確率を評価した結果である。支援効果によってFP放出に至る確率は、支援がない状況に比べて低くなることが確認できる。

4. 結論：本研究では、BNによってプラント間の相互作用、外部支援の影響を考慮し、CMMC法を用いて状態遷移を動的に評価できる広域リスク評価手法を提案した。広域リスクの試評価の結果、プラント間の相互作用及び支援効果によるプラント状態の変化を動的に評価できた。モデルの精緻化によって複数ユニットサイト固有なシナリオについてのリスク評価および外部支援拠点の役割等についての定量的な評価が期待できる。

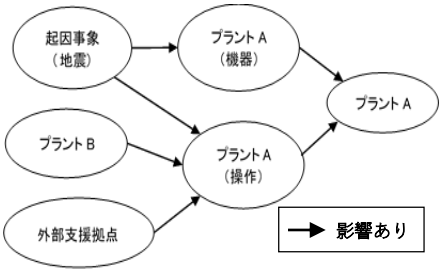


図1 BNで表したプラント状態の相関関係

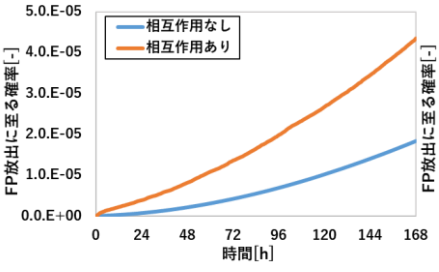


図2 隣接ユニット影響評価

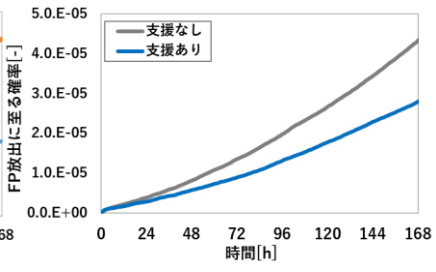


図3 外部支援拠点の影響評価

参考文献

[1] 浅野翔他、多数基立地サイトのユニット間相互作用を考慮した動的リスク評価手法の研究、1P05、2018年秋の大会、2018

*Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1], Masayuki Hijiya[2], Kagetomo Miyahara[2], Kensuke Toyoshima[2], and Satoshi Shinzaki[2]

[1]The University of Tokyo., [2]. Nuclear Engineering, Ltd.

General Meeting

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[1O_GM] 「リスク部会」第5回全体会議

[1O_GM] General Meeting

General Meeting

[1O_GM] 「リスク部会」第5回全体会議

Wed. Sep 11, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[1O_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Risk Subcommittee

Wed. Sep 11, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[1O_PL] Basian Approach to Risk Assessment

Chair:Yu Maruyama(JAEA)

[1O_PL01] Bayesian Approach to Risk Quantification

*Akira Yamaguchi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1O_PL02] Bayesian estimation of reliability parameters

*Tomoaki Yoshida[1] (1. CRIEPI)

[1O_PL03] Bayesian Approach for Fragility Estimation

*Takashi Takata[1] (1. Univ. of Tokyo)

[1O_PL04] Application of Bayesian Statistics to Source Term Analysis

*Xiaoyu Zheng[1] (1. JAEA)

2019年秋の大会

リスク部会セッション

リスク評価におけるベイズ手法活用について

Bayesian Approach to Risk Quantification

（1）ベイス流アプローチのリスク評価への応用

(1) Bayesian Approach to Risk Quantification

*山口　彰
東京大学

リスクの活用の悩みは、リスクに基づいて意思決定をしてもよいのか、確信が持てないという点である。そのような問題の解決にベイズの流のアプローチが有効であるとの認識は、いまや定着したと言って良いであろう。本稿ではその考え方について議論したい。ベイズ式は以下のように表される。

仮説の事後確率∝仮説の事前確率×尤度関数、あるいは$p(H|E) \propto p(H)\mathcal{L}(E|H)$

ここで、Hはある仮説、Eはある観察である。仮説Hについて我々のもつ見解を確率あるいは確信度として$p(H)$と表す。我々は見解が正しいことを確認するためにデータを取得したり検証を行ったりするであろう。観察Eが得られる確率を尤度と言い$\mathcal{L}(E|H)$で表す。尤度とは我々の見解と観察を結びつける、観察の確率モデルと言っても良い。予想通りの観察が得られなくとも、必ずしも見解が誤っていることを意味しない。観察で得られた貴重な知見は、見解の修正と意思決定への適切な反映に活用される。観察による知見を得た後の我々の見解の確率あるいは確信度となる。これが仮説の事後確率$p(H|E)$である。

このような回りくどい手順を踏むのは、原子力安全の問題では、確率あるいは発生頻度の小さい現象を扱うからであり、かつ我々の求める確信度の水準は高いからである。現実の観察の多くは安全に問題がないことを裏付けるものであるだろうが、それは安全の確信には繋がらない。求める確信度の水準が高すぎるのである。欠陥の存在を証明するには欠陥を示せばよいが、欠陥がないことを確信するには欠陥の痕跡すらない観察を無限に続けなければならない。ベイズ式は、重大な欠陥があるときにその兆候が現れる確率（この情報の価値は小さい）を、欠陥の兆候が現れたときに重大な欠陥が存在する確率（我々が知りたい情報）に変換する方法である。重大な欠陥があると分かっていればそれに対処する。我々は前者の確率を求めたいのではない。兆候が現れたときに重大な欠陥がある確率を知りたいのである。例えば、原子力発電所の断層変位のリスクでは、「重大な欠陥」を「活動する可能性がある断層」と置き換えて考えればよいかもしれない。S. Kaplan と J. Garrick(1981)は、統計は頻度に関する情報を研究する学理、すなわちデータを取り扱うための科学である。一方、確率はデータの欠落を扱う科学であると述べる。データが十分にないから確率を用いることはできないという論は全くの誤解であり、十分なデータがないときは、確率を用いる以外の方法は存在しない。ベイズ流アプローチは十分なデータがないときに、我々が本当に知りたい安全に関する情報を示すものであると言える。

しばしば指摘されるベイズ流アプローチの問題は、我々のもつ見解なる量$p(H)$という主観的な量を用いることである。ベイズ推定も主観的であると考えられがちである。さて、統計的アプローチでは最尤法が使用される。データの誤差の二乗和を最小にする推定が最も確からしい推定であるというものである。実際には、事前確率を一様分布関数とし、測定データが互いに独立で、誤差の標準偏差が一定であるときには、ベイズ流アプローチと統計的アプローチは全く同じ結果を与える。ベイズ流アプローチとは、統計的アプローチに様々な知見を合理的に反映する方法であり、かつ知見を蓄積することにより評価の確度が向上するという、評価の信頼度を継続的に合理的に向上させる方法である。

*Akira Yamaguchi
University of Tokyo

2019年秋の大会

リスク部会セッション

リスク評価におけるベイズ手法活用について
Bayesian Approach to Risk Assessment

（2）ベイズ統計による信頼性パラメータ評価

(2) Bayesian estimation of reliability parameters

*吉田 智朗
電力中央研究所

1. 不確かさの表現としての確率分布とベイズ統計手法

確率論的リスク評価 (probabilistic risk assessment, PRA) は、不確かさを定量化することによって、不確かな状況をより良く理解する方法である。ここでいう「不確かさ」には、一般に 2 種類の「不確かさ」があるとされている。

そのうちの一つは、偶然の不確かさ (aleatory uncertainty) と呼ばれる。偶然に発生する事象ゆえ、その数やタイミングがばらついて確定できないという「不確かさ」である。例えば、10 個のサイコロを投げたときの 1 の目が出る数、原子力発電所における過渡事象の年発生回数、非常用ディーゼル発電機の起動デマンド回数 10000 回における起動失敗回数、などは、試行の結果どういうデータが観測されるかは不確かである。これらのデータは、統計的には確率過程に従って生成する確率変数として扱われる。上記の例では、サイコロの目の数や非常用ディーゼル発電機の起動失敗回数は二項過程に従って、また、過渡事象の年発生回数はポアソン過程に従って生成する確率変数である。

不確かさのもう一種類は、認識の不確かさ (epistemic uncertainty) と呼ばれる。上記偶然の不確かさをどのような確率過程モデルで表現するか、また、表現されたその確率過程モデルを特徴づける母数[1] (パラメータ) はどういう値を取るのかが確定できない、という「不確かさ」である。例えば、10 個のサイコロを投げたときに出る 1 の目の数 K が二項過程 $P(K) =_{10} C_K p^K (1-p)^{10-K}$ に従う、というモデル化をしたとき、その二項過程の母数であるpの値は、$0 < p < 1$の範囲で無数の値をとる可能性があるという不確かさを持つ。あるいはまた、過渡事象の年発生回数Nがポアソン過程$P(N) = \lambda^N \exp(-\lambda)/N!$に従うというモデル化をしたとき、そのポアソン過程の母数であるポアソン強度λ (年平均発生頻度) の値は$\lambda > 0$の範囲で無数の値をとる可能性があるという不確かさを持つ。

これら不確かさを扱う統計手法には大別して頻度論統計手法とベイズ統計手法とがあるが、頻度論統計手法は前述のとおり、偶然に発生するデータのばらつきを不確かさとし、そのデータを確率過程により生成する確率変数として扱う手法である。ただし、偶然の不確かさは、何らかの確率過程に従ってデータがばらついている限り、データを蓄積してもそのばらつきの幅が変化したり、ましてや縮まったりするものではない。

一方、ベイズ統計手法は、確率過程モデルの未知母数を確率変数としてその不確かさを確率分布で表現し、観測データを用いてその確率分布の性質を調べる。データを蓄積すれば未知母数の知識が増え、その不確かさは減少する。このような、母数を確率変数とする考え方は頻度論統計手法には存在しない。リスク評価を行う際には、上述の例で言えば、サイコロの 1 の目の数を生成する二項過程の母数であるp や、過渡事象回数を生成するポアソン過程の母数であるλといった確率過程モデルの母数の不確かさを扱えることが重要であり、従って、リスク評価のための統計手法にはベイズ統計手法がふさわしい。

2. ベイズ統計手法の信頼性パラメータ推定への応用

2-1. ベイズ統計手法による母数推定の概要

[1] 「母数」は「母集団」の意味に誤用されることが多いが、正しくは確率分布を特徴づけるパラメータのことである。

一般に、ある母数ϕで特徴づけられる確率過程から観測データDが得られたとき、データDが得られる確率は頻度論的に$P(D|\phi)$と表される。一方、我々が行いたいのはデータDを得て母数ϕを推定すること、すなわち、$P(\phi|D)$を求めることである。ここで、ごく一般的な条件付き確率の式

$$P(\phi, D) = P(\phi)\,P(D|\phi) \;= P(D)P(\phi|D) \tag{1}$$

を用いると、

$$\begin{aligned} P(\phi|D) &= \frac{P(\phi)P(D|\phi)}{P(D)} \\ &\propto P(\phi)P(D|\phi) \end{aligned} \tag{2}$$

基本的に、ベイズ統計手法による未知母数の推定は、式(2)の関係を利用したものにすぎない。この式において、右辺の$P(\phi)$は、データDを考慮する前のϕに関する知識を確率分布で表したもので、ϕの「事前分布」という。これがデータDの情報$P(D|\phi)$を付加することによってϕの「事後分布」$P(\phi|D)$に更新される。さらに加えて新しくデータが得られれば、この事後分布を今度は事前分布として用いて新しいデータで更新し、推定の確からしさを深めていくことができる。ここで、$P(D|\phi)$は、データを生成する確率過程の式に既知データDを代入したもので、ϕに関する尤度関数という。尤度関数はϕの確率密度関数ではないが、観測データから考えられるϕの取りうる範囲を示唆している。

頻度論統計手法による未知母数推定では、尤度関数を最大とするϕの値 、すなわち最尤推定値をϕの点推定値とするが、一般にデータ数が少ない場合は偶然のばらつきが大きいために、最尤推定値が非現実的な結果を示すことが起こりうる。これに対して、ベイズ統計手法では、尤度関数で示されるϕの範囲を、事前分布で示されるϕの範囲で制限する形となるため、現実的なϕの範囲を示す事前知識を推定に持ち込むことによって、データが少ない場合であっても適切な未知母数の推定ができることになる。なお、適切な事前知識、事前分布をどのように選ぶかは議論の余地がある。過去あるいは他所の同様の分析・推定あれば、それらを参考に用いることができる。そのような参考情報が見つからない場合には、極めて広い範囲でϕを定義できる「無情報事前分布」が用いられることもあるが、この場合はほぼ尤度関数が推定材料のすべてとなりうる。

2-2. 主な信頼性パラメータへのベイズ統計手法の応用

PRA 用の信頼性パラメータには、概して下記のようなものがある：

① 安全系待機機器のデマンド起動失敗確率[無次元]
② 運転機器の時間故障率[/h]、起因事象発生頻度[/y]
③ 安全系待機機器のt時間後の継続運転失敗確率[無次元] (起動後に途中で継続運転に失敗する)
④ 安全緩和系統のアンアベイラビリティ[無次元] (待機除外中で系統が使用できない時間の割合)
⑤ 共通原因故障パラメータ[無次元] (全機器故障のうち、共通原因故障が存在する割合)
⑥ 人的過誤確率[無次元]

最後の人的過誤確率を除き、いずれも故障件数や時間間隔の観測データを用いてそれらの量が従う確率過程の未知母数を推定するという問題に帰着する。

上記リスト①の例として、非常用ディーゼル発電機 EDG のデマンド起動失敗を考える。まず、サーベイランス試験などでこの EDG にN回の起動デマンドをかけたとき起動失敗がK回あった、というデータが得られているとする。一般にそのようなデータを生成する確率過程は、起動失敗確率p $(0 < p < 1)$を母数とする二項過程で表現できる。すなわち、起動失敗確率pのとき上記データの得られる確率は次式で示される。

$$P(K|p) =_N C_K p^K (1-p)^{N-K} \tag{3}$$

式(3)に既知データKを代入したものは、未知母数pの尤度関数になる。この尤度関数にpの事前分布$P(p)$を乗じて正規化したものがpの事後分布$P(p|K)$となる。すなわち、

$$P(p|K) \propto p^K(1-p)^{N-K}P(p) \quad (4)$$

ここで、事前分布$P(p)$の設定は簡単ではないが、例えば米国原子力規制委員会 NRC が (国立研究所に委託をして) 分析している EDG 機器信頼性の評価結果などを用いることもできる。pは$0 < p < 1$の変数なので、計算の便宜上、事前分布の分布形に、尤度関数と同類の形を持つ [2]ベータ分布 $P(p) = p^{\alpha-1}(1-p)^{\beta-1}/B(\alpha,\beta)$ ($B(\alpha,\beta)$はベータ関数、α、βは過去 or 他所分析の結果によるものとする) を用いることがある。この場合、式(4)の事後分布は次のような簡単な形になり、新しいデータが得られれば(N,K)にそれらを加えていくだけで事後分布の更新が可能となる。

$$P(p|K) \propto p^{K+\alpha-1}(1-p)^{N-K+\beta-1} \quad (4)$$

なお、無情報事前分布は、$\alpha = \beta = 1/2$ とおいたものである。この分布は、$0 < p < 1$の範囲の大部分において一様な形になる。

頻度論統計手法では、尤度関数 (式(3)をpの関数とみたもの) を最大にする$\hat{p} = K/N$ をpの点推定値 (最尤推定値) とするが、本当はpが非常に小さな値であっても、少ない試行回数Nで故障が生ずる可能性はあり、そのときpの最尤推定値は真値よりも過大評価となる [3]。このような場合、ベイズ統計手法では、事前情報によりpの値の範囲が絞られていれば、著しく過大評価をすることは避けられる。

その他②以降のパラメータについては詳述しないが、方法論としては①と同様、尤度関数と事前分布である。

②については、比較的長期のT時間または年の観測時間の間にK回事象が発生するという状況はポアソン過程$P(K \mid \lambda) = (\lambda T)^K exp(-\lambda T)/K!$ で記述される。ここでλは 1/時間の次元を持つ母数である。結果のみ記すと、λの最尤推定値は$\hat{\lambda} = K/T$である。ベイズ統計手法による事後分布の形は、式(5)となる。

$$P(\lambda|K) \propto \lambda^{K+\alpha-1}exp(-\lambda(T+\beta)) \quad (5)$$

ここで、事前分布はポアソンの式と共役なガンマ分布$P(\lambda) \propto \lambda^{\alpha-1}exp(-\lambda\beta)$ を使っている。これに対する無情報事前分布は、$\alpha = 1/2$ 、$\beta = 0$とおいたものである。

③、④、⑤については①、②に比べさらに取り扱いが複雑化するので、方法論の詳細は①、②も含めて文献[1]、[2]をご参照いただきたい。③、④についてはそれぞれ、待機系機器の起動後運転継続した時間、および、系統の待機除外時間をデータとして収集し、それらの分布形を考える。時間データtの確率過程は、通常、ワイブル分布$P(t) = (m/\eta)(t/\eta)^{m-1}exp(-(t/\eta)^m)$ で表すことが多い。⑤の共通原因故障については、複数冗長機器について、全故障数のうち 2 機以上の複数故障である共通原因故障がどのくらいの割合存在するかを表したパラメータで、ベータ分布を多変量に拡張したようなディリクレ分布が用いられる。

2-3. ベイズ統計手法の高度化

前項までは、母集団が一つであることを前提とした母数推定の方法について述べたが、実際には、国内原子力プラントそれぞれがひとつの母集団を形成しプラント個別に特性が異なる、という想定のほうが、より現実に近いと考えられる。そのような場合には、階層ベイズ手法 (以前は 2 段階ベイズと呼んでいた) というモデル化の方法がある。EDG 起動失敗の例でいえば、この階層モデルでは、各プラントが個別に起動失敗確率p_i, $(i = 1,2,\cdots M$、Mは国内プラント数) を持ち、そのp_iが国内全体である母集団 population variability curve pをなす、という想定をしている。近年、計算機能力が発達し、モンテカルロ法の計算が容易になったことから、階層モデルのような複雑な条件での事後分布計算も容易になった。方法論の詳細は割愛するが、計算機の発達とベイズ統計手法の応用により、パラメータ推定においてより現実に近い不確かさ評価ができるようになってきている。

---

[2] そのような事前分布を「共役事前分布」conjugate prior という。

[3] 例えば$p = 1.0 \times 10^{-3}$のとき、100 回の試行で 1 つ故障が出る確率は約 9%でありそれほど小さくない。1 つ故障が出たとき、最尤推定値は$\hat{p} = 1/100 = 1.0 \times 10^{-2}$となり、真の値よりかなり過大評価となる。

3. まとめ

ベイズ統計手法は認識の不確かさを扱う方法であることから、リスク評価を行うのにふさわしい手法である。本稿では、特に PRA 用信頼性パラメータの不確かさを含む推定について、ベイズ統計の応用を概説した。

参考文献

[1] NUREG/CR-6823, “Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment,” Sandia National Laboratories, U.S.NRC, 2003.

[2] NUREG/CR-5485, “Guidelines on Modeling Common-Cause Failures in Probabilistic Risk Assessment,” U.S.NRC, 1998.

---

*Tomoaki Yoshida

Central Research Institute of Electric Power Industry

2019年秋の大会

リスク部会セッション

リスク評価におけるベイズ手法活用について
Basian Approach to Risk Assessment

(3) ベイズ手法を用いた機器フラジリティ評価

(3) Bayesian Approach for Fragility Estimation

*高田　孝[1]
[1]東京大学

1. はじめに

定量的なリスク評価は、原子力施設の特性と脆弱性を定量的に把握する有効な方法として、事業者の自主的な安全性向上活動、及び、その評価の届出・確認、2020 年度に導入を予定している新検査制度での指標などに活用されつつある。我が国では、電中研 NRRC、産業界、JAEA、大学などで鋭意、最新の手法やデータに関する調査や研究開発が継続的に実施されているが、定量的リスク評価の有用性・進展性を鑑み、その評価技術を国際的に最新、最適のものを目指して開発・整備することを継続して行っていくことが必要である。

定量的なリスク評価においては、様々なパラメータを利用するが、パラメータ算出において十分なデータを集められないケースが存在する。データ数が少ない場合のパラメータの確からしさを高める手段としてベイズ手法の適用が多様な分野で検討されている。本報では、機器フラジリティ評価におけるベイズ手法の適用について概説する。

2. 機器フラジリティ

フラジリティとは、「与えられた作用レベルに対して、建物・構築物、土木構造物及び機器・配管系が損傷する度合い」[1]であり、フラジリティ曲線は、作用レベル（応答）が損傷（耐力）を超える条件付の確率（図 1）として以下の式で表される[2]。

$$F(\alpha)=\int_0^{\infty} f_s(x_R)\left(\int_{x_R}^{\infty} f_R(\alpha,x_R)dx\right)dx_R=\int_0^{\infty} f_R(\alpha,x_R)\left(\int_0^{x_R} f_s(x_R)dx\right)dx_R \tag{1}$$

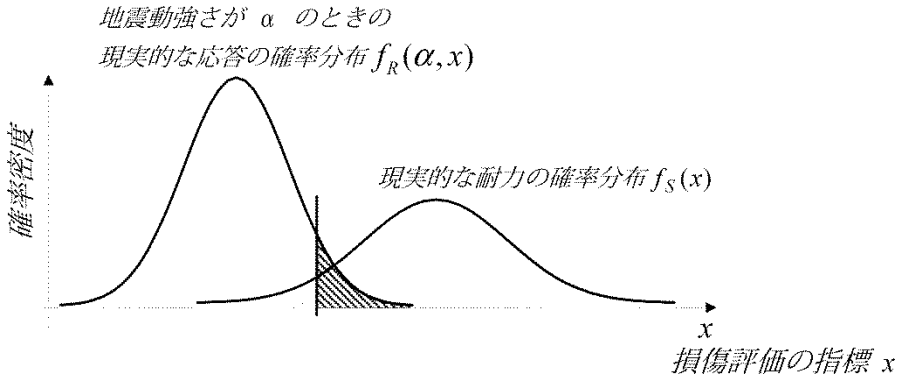


図 1 フラジリティ評価イメージ[2]

ここで f_S および f_R はそれぞれ応力および耐力の確率密度関数であり、x は評価指標（加速度等）である。具体的な算出方法としては、現実的耐力と現実的応答を用いるもの、現実的耐力と応答係数を用いるものならびに耐力係数と応答係数を用いる方法がある[2]。ここで「現実的」は確率量として表されていることを意味する。例えば、耐力係数と応答係数を用いた場合、地震（地動最大化速度, PGA）に対するフラジリティ曲線は以下となる。

$$F(\alpha)=\Phi\left[\frac{\ln(\alpha/A_m)+\Phi^{-1}\beta_U}{\beta_R}\right] \tag{2}$$

ここでΦは標準正規確率分布関数を、A_m は耐力の中央値を現し、β_U, β_R はそれぞれ認識論的不確実さならびに偶然的不確実さに対する対数標準偏差である。

3. フラジリティとベイズ手法

フラジリティ評価においては、応答および耐力それぞれに不確実さがあり、新しい情報を反映しより現実的で不確実さを低減させることが可能なベイズ手法の適用は有効となる。例えば地震フラジリティの場合、新たな地震による具体的な機器の損傷や加振実験による機器の評価など、応答が固定された条件での耐力に関するデータの蓄積が可能であり、応答に関する不確実さの低減に有効となる。一例として、(3)式に示す耐力の確率密度関数に対し、事前分布（条件）として、A_m=2.0g, β_U=0.4 を与え、加震条件 2.0g で機器が損傷した実験結果をエビデンスとしたベイズ更新例を図 2 に示す。ここでβ_U は耐力に関する不確実さである。

$$f(C)=\frac{1}{\sqrt{2\pi}\beta_U C}\exp\left[-\frac{1}{2}\left\{\frac{\ln(C/A_m)}{\beta_U}\right\}^2\right] \tag{3}$$

ベイズ更新では、モンテカルロ法を用いたサンプリングを用いる場合が多く、この結果事後分布は必ずしも(3)式と同様な形とならない。そこで、評価結果について A: 5%分位点および中央値、B: 5%分位点および95%分位点、C: 平均値および分散、D: 最尤法を用いた関数化を行っている。

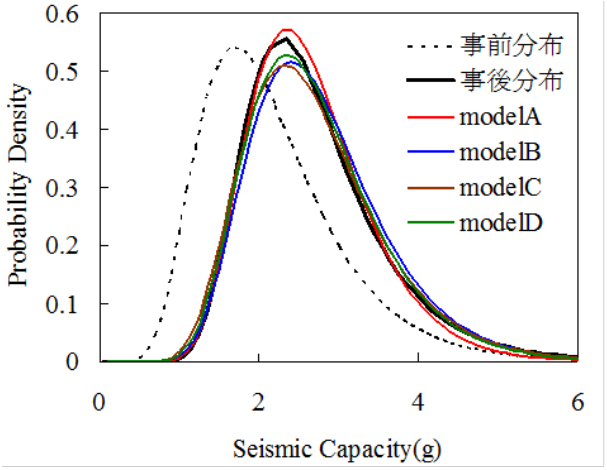


図 2 耐力のベイズ更新例

フラジリティ評価でのベイズ更新における一つの課題として、評価結果を関数等で近似する場合の最適化が挙げられる。図 2 に示すようにグラフだけでは判断が難しい。加藤等[3]はこの判断基準に対しカルバックーライブラ（K-L）情報量基準を元に平均対数尤度の最大化を提案した。図 2 における各モデルの平均対数尤度を示す。

表 1 各モデルの平均対数尤度

	平均対数尤度
model A	-1.197
model B	-1.193
model C	-1.192
model D	-1.190

表 1 に示すように、情報量基準としては model A が最も悪い。図 2 に示すように、model A は最大値までの傾向は他のモデルに比べ最も良いが、それ以降でのずれが大きく情報量基準としてのバランスが悪い状態となっている。今後これらの情報量基準が、どの程度の信頼性を有するか検証する必要はあるものの、近似の妥当性に関する指標はより合理的なモデルの選択に不可欠であるといえる。

4. より合理的なデータの取得について

フラジリティ評価のベイズ手法を用いた不確実さ低減において、エビデンスとなる実験量情報は重要と

なる。従来、実験における役割は機器の損傷限界の確認に主眼が置かれることが多いが、ベイズ手法への適用を前提とする場合、必ずしもこれまでの実験の考え方が最適とはならない。そこで加震条件をパラメータとし、実験を 1 回実施しその結果が損傷した場合と損傷しなかった場合におけるベイズ更新への影響の変化を見ることで、その加震条件での実験の重要度について検討を行った。この場合、実験時の損傷の有無による差が重要となるため、情報エントロピー（-1×対数尤度の期待値）を情報量基準とし[4]、耐力の不確実さ（β_U）の変化幅との比較を行った（図 3）。

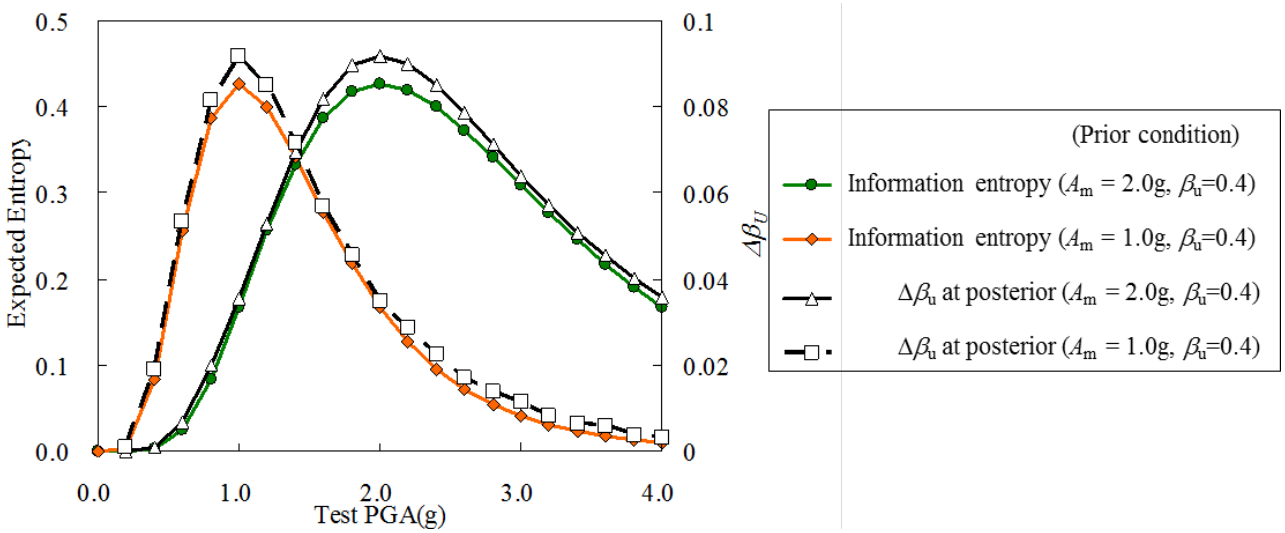


図 3 情報エントロピーと不確実さ変化との関係

図 3 に示すように、事前条件での中央値（Am）付近での実験が最も不確実さの変化幅が大きく、実施する実験としての重要度が高い。ほぼ同じ傾向が情報エントロピーで得られており、実験重要度の指標として有効であると考えられる。

5. おわりに

フラジリティ評価におけるベイズ手法の適用に関し、地震フラジリティにおける耐力の確率密度関数への適用について概説した。ベイズ手法の活用は有効であるが、更新後の確率分布を既存手法に適用するためには関数の近似が必要であり、定量的な評価基準の確立が今後の課題であると考えられる。また、ベイズ手法における新たな情報として用いられる実験研究についても、フラジリティをより現実的で不確実さを低減させる観点での条件選定が重要であり、既存の情報（確率密度関数等）をもとにより効果的な実験を選定するための情報量基準の確立が同様に今後の課題になると考えられる。

参考文献

[1] 日本原子力学会、”断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策”, 2017.

[2] 日本原子力学会標準委員会, AESJ-SC-P006:2015, 2015.

[3] 加藤他, 原学会 2009 年秋の大会, E34, 2009.

[4] M. Kato, et al., NTHAS6, N6P1036, Okinawa, Japan, Nov. 24-27, 2008.

*Takashi Takata[1]

[1]Univ. of Tokyo

Risk Subcommittee Session

Bayesian Approach to Risk Assessment

(4) Application of Bayesian Statistics to Source Term Analysis

*Xiaoyu Zheng[1], Tomoyuki Sugiyama[1] and Yu Maruyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

1. Introduction

Bayesian statistical methods use Bayes' theorem to compute or update probabilities after obtaining new data. The methods are widely used in nuclear probabilistic risk assessment for updating, for example, failure probabilities of system or components.

Bayesian methods are also powerful to build predictive models. If there is an unknown model $\mathcal{M}$ with a set of input variables $\mathbf{x}$, we need to find the best set of parameters $\boldsymbol{\theta}$, which map the input variables $\mathbf{x}$ to output results $\mathbf{y}$. The model can be written as: $\mathcal{M}: \mathbf{y} = f(\boldsymbol{\theta}, \mathbf{x})$. The predictive Bayesian model aims to find an appropriate model $\widehat{\mathcal{M}}$, which fits best to the observed data $\mathcal{D}$. When the form of the model is clear, we compute the Maximum a Posteriori Estimation (MAP) of all parameters ($\boldsymbol{\theta}$), and this process is known as the Bayesian parametric approach. When the form of the model is unclear, we need to find a best-fitted model for the data, which is based on a prior distribution of all possible models $p(\mathcal{M})$. If the prior of unrestricted shapes is constructed on the space of functions, this process is known as the Bayesian nonparametric approach [1].

Bayesian predictive models are useful in some traditional nuclear research fields such as nuclear reactor severe accident. Even though most models in severe accident simulation are deterministic and physical/chemical-rule-based, statistical models can still help to reduce modeling complexity and give us insights from a probabilistic perspective. At JAEA, we applied Bayesian approaches to severe accident source term simulation, including efforts on uncertainty and sensitivity analyses, optimization analysis and prediction of chemical forms of fission products (FP). The key step is that we build statistical surrogate models to assist numerical simulations, which are generally performed using mechanistic codes, for example, MELCOR [2] and THALES2/KICHE [3], etc. The scientific simulation of source terms reveals the consequence of a severe accident, and Bayesian statistics provides supports by creating more simplified predictive models.

2. Bayesian Statistics and Surrogate Model

The best model fitting the available database $\mathcal{D}$ is the one which maximizes the posterior distribution $p(\mathcal{M}|\mathcal{D})$, and the computation of the posterior distribution can be written in the form of Bayes' rule [4].

$$p(\mathcal{M}|\mathcal{D}) \propto \mathrm{p}(\mathcal{D}|\mathcal{M})p(\mathcal{M}) = \int p(\mathcal{D}|\boldsymbol{\theta})p(\boldsymbol{\theta}|\mathcal{M})p(\mathcal{M})d\boldsymbol{\theta} \quad (1)$$

By choosing an appropriate form of the prior distribution of possible models (may be an infinite number of models) and a likelihood function, an optimal model can always be found. Equation (1) explains the Bayes' rule from the perspective of models (instead of parameters), and all parameters $\boldsymbol{\theta}$ of each model are integrated out for the model selection process. We use this method to find surrogate models (or reduced order models) for mechanistic severe accident codes.

Figure 1 illustrates the process of how to train and validate a statistical surrogate model. A surrogate model is equivalent to a mechanistic model regarding to the mapping between inputs and outputs. The main difference between two models is that a surrogate model is statistical and there is no physical/chemical rule inside. The advantage allows us to build a much simpler model and such a model is generally fast-running. At first, we perform multiple computation of the mechanistic modes based on random sampled inputs (A). The according input/output database is used for training a surrogate model, with the aid of Bayesian methods. The correctness of the surrogate

model can be validated by comparing with the original code against new inputs.

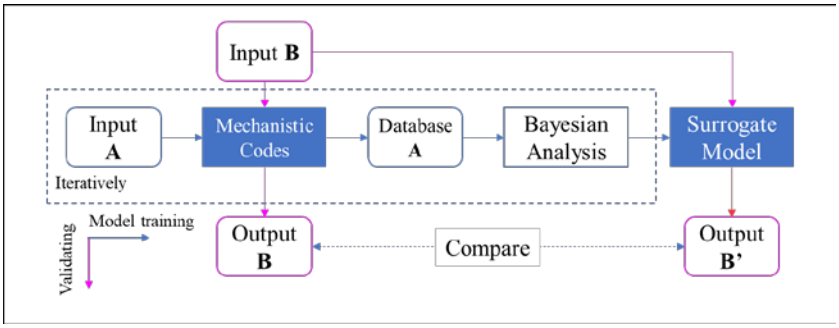


Figure 1 Training of a surrogate model using Bayesian approaches

3. Application of Bayesian Statistics to Severe Accident Source Term at JAEA

At JAEA, we apply Bayesian approaches to source term analysis. Source term is evaluated using integrated codes such as MELCOR and THALES2/KICHE. Execution of such codes is time-consuming, and because a model of a whole nuclear power plant includes too many sub-models, the relationship between inputs (plant parameters) and outputs (source term) is extremely unclear. Bayesian approaches help us optimize a statistical model to predict the outputs and then avoid direct execution of the severe accident codes. As the previous work, we introduce three fields of application in Table 1.

(1) Uncertainty and sensitivity analyses [5]: a Bayesian nonparametric method (Dirichlet process [6]) is used for training a surrogate model to predict the simulation results of MELCOR and also to plot the probability density function of uncertainty analysis results.

(2) Optimization analysis [7]: another Bayesian nonparametric method (Gaussian process [8]) is used for predicting the probable optimum for the timing of containment venting.

(3) Prediction of FP chemical forms [9]: to simplify the models in severe accident codes, we applied both Bayesian and non-Bayesian methods to train surrogate models of VICTORIA [10] and CHEMKEq [11]. The statistical models are integrated into severe accident code, THELAS2/KICHE.

To perform the Bayesian analysis, there are open-sourced libraries for programming languages such as R (DPpackage for Dirichlet process) and Python (scikit-learn for most of Bayesian approaches including Gaussian process, Dirichlet process, etc.).

Table 1 Previous efforts at JAEA relating to Bayesian analysis

	Research Topic	Statistical Algorithms	Mechanistic Codes	Usage
1	Source term uncertainty and sensitivity analyses	Dirichlet process (Bayesian nonparametric)	MELCOR (SNL)	Surrogate model, Probability density estimation
2	Optimization of severe accident consequence-mitigation measures	Gaussian process (Bayesian nonparametric)	THALES2/KICHE (JAEA)	Surrogate model, Global optimization
3	Prediction of chemical forms of FP	K-nearest-neighbors regression (nonparametric) Dirichlet process (Bayesian nonparametric)	VICTORIA (SNL) CHEMKEq (JAEA)	Surrogate model

3-1. Example: source term uncertainty and sensitivity analyses

MELCOR is widely used for source term analysis, but it is still necessary to estimate the uncertainties during simulation, and when try to reduce the uncertainties, it is also required to estimate the sensitivity of input parameters. Random sampling is an effective way to observe the parametric uncertainties in simulation, and it usually needs only hundreds of code executions to generate a stable probability density function (according to Wilks' formula). The sensitivity analysis (e.g. Sobol' global sensitivity index), however, needs a great number of code executions to reach

reasonable results, because the sensitivity of a parameter will be affected by the setting of other parameters. It is laborious to run MELCOR directly for thousands of times. Instead, we train a surrogate model, run the surrogate with new inputs for numerous times, and evaluate the global sensitivity of all uncertain inputs. The detailed process is shown in Figure 2. After a raw screening of parameters, we use random sampling (Monte-Carlo or LHS) to generate inputs for MELCOR simulation. A probability density function of source term can be concluded based on the simulation data. Then, a surrogate model is trained based on the database. If the predictability of the surrogate model is not good enough, we execute MELCOR more until the prediction shows agreement with the real simulation. At last, we run the surrogate model to obtain the quantitative sensitivity measure of all uncertain inputs from the viewpoint of uncertainty reduction. Figure 2 shows the example results of (a) the predictability of a surrogate model and (b) global sensitivity analysis using Sobol' index. Evaluated via the surrogate model, the probability density function predicts the most probable released amount of CsI to the environment, which agrees with the MELCOR simulation result (the red dot). By iteratively running the surrogate model, as an example, all three uncertain input parameters can be ranked according to their contribution to the source term uncertainties.

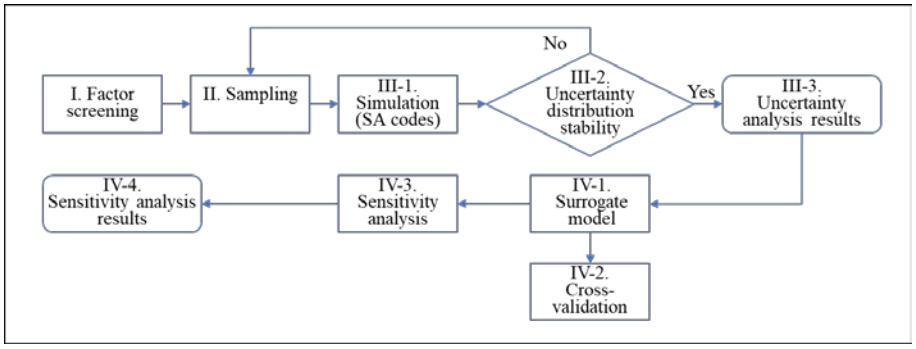


Figure 2 The process uncertainty and sensitivity analyses of severe accident source term

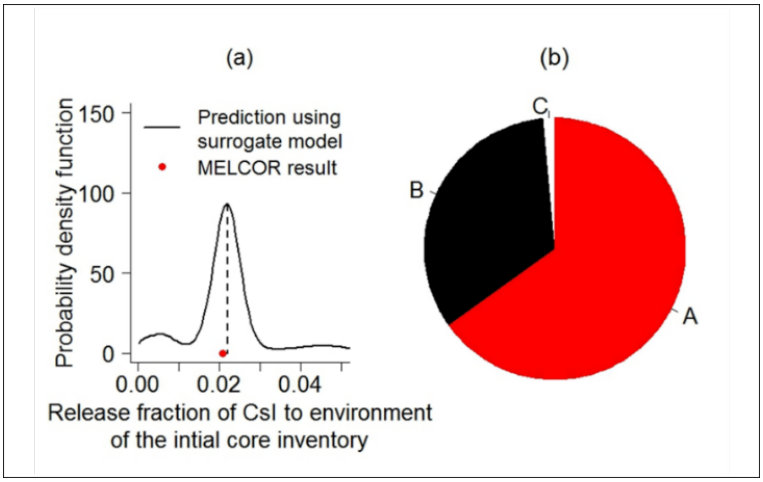


Figure 3 Sensitivity analysis results: (a) the validation of surrogate model by comparing with MELCOR simulation (b) global sensitivity measure of parameters A, B and C

4. Conclusions

We are applying machine learning, especially Bayesian approaches, to severe accident analysis. The predictive Bayesian models greatly saved computational costs, and Bayesian approaches also show the potential to other on-going researches at JAEA, for example, simulation-based risk assessment.

Acknowledgements

The development of surrogate models to predict fission products chemical forms was performed under the support by the Nuclear Regulation Authority of Japan.

References

[1] Hjort N.L., et al., Bayesian nonparametrics. Cambridge University Press (2010)
[2] Gauntt R.O., et al., MELCOR computer code manuals: Vol.1&Vol.2, Version 1.8.5, Rev.2. NUREG/CR-6110 (2000)
[3] Ishikawa J., et al., Analysis for iodine release from unit 3 of Fukushima Dai-ichi nuclear power plant with consideration of water phase iodine chemistry. J Nucl Sci Technol, 52(3):308-314 (2015)
[4] Murphy K.P., Machine learning: a probabilistic perspective. The MIT Press (2012)
[5] Zheng X., et al., An integrated approach to source term uncertainty and sensitivity analyses for nuclear reactor severe accidents. J Nucl Sci Technol, 53(3): 333-344 (2016)
[6] Gershman S.J. & Blei D.M., A tutorial on Bayesian nonparametric models. J Math Psychol, 56:1-12 (2012)
[7] Zheng X., et al., Bayesian optimization analysis of containment-venting operation in a boiling water reactor severe accident, Nucl Eng Technol, 49:434-141 (2017)
[8] Rasmussen C.E. & Williams C.K., Gaussian processes for machine learning. The MIT Press (2006)
[9] Zheng X., et al., Application of Bayesian approaches to nuclear reactor severe accident analysis. In: Proceedings of ASRAM2017, Yokohama, Japan (2017)
[10] Bixler NE. VICTORIA 2.0: a mechanistic model for radionuclide behavior in a nuclear reactor coolant system under severe accident conditions. NUREG/CR-6131 (1998)
[11] Ito H., et al., CHEMKEq: Evaluation code for chemical composition based on partial mixed model with chemical equilibrium and reaction kinetics. JAEA-Data/Code 2018-012 (2018)

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

Wed. Sep 11, 2019 2:45 PM - 4:25 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[1O08-13] PRA Technology 1

Chair:Hiroshi Ujita(AdvanceSoft)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[1O08] Trial Evaluation of Human Error Probability by IDHEAS method

*Takuro Tobo[1], Nobuhisa Takezawa[1], Go Tanaka[1], Yuji Komori[1], Hiroyuki Takeuchi[1] (1. TOSHIBA ESS)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[1O09] The Progress of PRA model sophistication for SHIKA NPS Unit2

(1)Failure Mode Effects Analysis for Identification Initiating Event of SHIKA NPS Unit2 during Power Operation(Level1)

*Toshiyuki Aratani[1,2], Keisuke Takashima[1,2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Shinichi Hamatani[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2] (1. Hokuriku Electric Power Company, 2. Nuclear Engineering and Services Company)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[1O10] The Progress of PRA model sophistication for SHIKA NPS Unit2

(2)Evaluation results of HRA Calculator and improvement activity of SHIKA NPS Unit2

*You Higashiyama[1], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Shinichi Hamatani[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2], Keisuke Takashima[1,2] (1. Hokuriku Electric Power Company, 2. Nuclear Engineering and Services Company)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[1O11] KK-6,7 Project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(7)Success Criteria Analysis Using GOTHIC

*Ryotaro Sato[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Toshiteru Saito[1], Sho Takarada[2], Takatoshi Futatsugi[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[1O12] KK-6,7 Project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(8)Dependency Analysis between Post-Initiator HFEs

*Yuuya Ootaki[1], Natsuki Shiraishi[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Toshiteru Saito[1], Sho Takarada[2], Takatoshi Futatsugi[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[1O13] Proposal of the Alpha factor formularization method for the staggered test

*Tomohiko Ikegawa[1], Takahisa Matsuzaki[1], Ryusuke Kimura[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

IDHEAS 手法による人的過誤確率の試評価

Trial Evaluation of Human Error Probability by IDHEAS method

*當房 拓朗[1]，竹澤 伸久[1]，田中 豪[1]，小森 祐嗣[1]，竹内 裕行[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

近年、米国の NRC と EPRI によって、最新の人間信頼性解析（HRA）手法である IDHEAS 手法の開発が進められている。この手法を原子力発電所の代表的な人的過誤事象（HFE）に適用し、人的過誤確率（HEP）を試評価した。その結果と既存手法による評価結果との比較検討結果について報告する。

キーワード: 確率論的リスク評価（PRA），人間信頼性解析（HRA），人的過誤事象（HFE），人的過誤確率（HEP），IDHEAS 手法

1. 緒言

国内原子力発電所の PRA における HRA 評価手法として、米国水準である EPRI 手法[1]の適用が進んでいる。一方、米国 NRC と EPRI は、最新の HRA 評価手法である IDHEAS 手法[2]を開発している。IDHEAS 手法は、既存手法における評価者や手法に依存したばらつきの低減を目指し、より体系的に認知・診断・実行プロセスを扱う。今回、IDHEAS 手法の実機適用への課題抽出のため、HEP を試評価し、評価結果の差異を検討した。

2. 人的過誤確率の試評価

原子力発電所の代表的な人的過誤事象として BWR プラントの S/P 冷却を選定し、EPRI 手法及び IDHEAS 手法で HEP を試評価した。運転員応答図を図 1 に示す。ノード 2 は認知・診断部分として警報認知・S/P 冷却手順への移行を対象とし、ノード 3 から 5 は実行部分として S/P 冷却に必要な RHR ポンプの起動と各種弁の操作を対象とした。表 1 に EPRI 手法に対する IDHEAS 手法の HEP の比を示す。認知・診断部分の比は 85%であり、オミッションエラーに関する評価から生じていると考えられる。一方、実行部分の HEP の比は 12%となっているが、各ノードの失敗確率の算出における EPRI 手法の確率設定が大きめに評価されていることが影響している可能性がある。

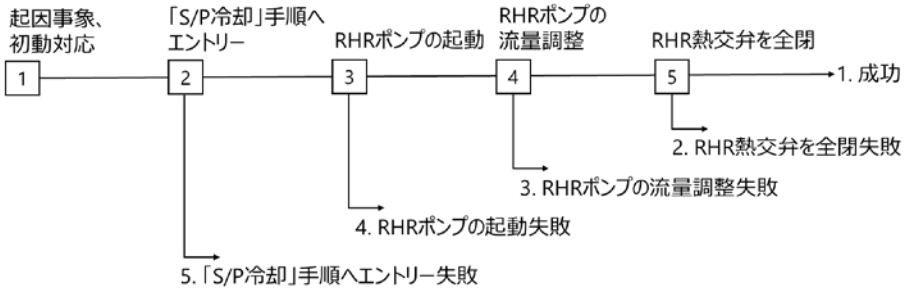


図 2. 運転員応答図

表 1. EPRI 手法に対する IDHEAS 手法の HEP の比

	比
認知・診断	85 %
実行	12 %
全評価	29 %

3. 結論

EPRI 手法及び IDHEAS 手法を原子力発電所の代表的な HFE に適用し、HEP を試評価した。今回試評価した S/P 冷却時の HEP は、IDHEAS 手法が EPRI 手法に比べ小さい結果となった。今後、他の HFE にも適用し実機適用性を確認してゆく。

参考文献

[1] EPRI, The EPRI HRA Calculator® Version 5.1, EPRI-3002004030, 2014

[2] USNRC, EPRI, “An Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS) for Nuclear Power Plant Internal Events At-Power Application”, NUREG-2199, March 2017

*Takuro Tobo[1], Nobuhisa Takezawa[1], Go Tanaka[1], Yuji Komori[1], Hiroyuki Takeuchi[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

志賀原子力発電所２号機における PRA モデル高度化の取り組みについて （1）起因事象候補の同定「故障モード影響解析の実施」

The Progress of PRA model sophistication for SHIKA NPS Unit2
(1) Failure Mode Effects Analysis for Identification Initiating Event of SHIKA NPS Unit2 during Power Operation (Level1)

*新谷 俊幸[1,2]，高嶋 啓介[1,2]，中田 睦洋[1]，四十田 俊裕[1]，浜谷 眞一[1]，根岸 孝行[2]，池田 敦生[2]
[1] 北陸電力（株），[2] 原電エンジニアリング（株）

志賀原子力発電所２号機（以下，志賀２号機）における確率論的リスク評価（以下，PRA）モデルの高度化に向けた取り組みの一環として，故障モード影響解析（以下，FMEA）を用いた起因事象候補の同定を実施した。本稿では，志賀２号機で実施した FMEA の評価手法，及び起因事象候補の同定結果を示す。

キーワード：確率論的リスク評価，PRA，起因事象，故障モード影響解析，FMEA

1. 緒言

北陸電力では，自主的安全性向上の一環として PRA モデル整備の自営化を段階的に進めており，これまで志賀２号機における内的事象の PRA モデルを整備した。現在は，更なる PRA モデルの高度化を目指し，米国の PRA モデル等を参照しつつ PRA モデルの更新作業を進めている。今回，PRA モデルの高度化の１項目として実施した，FMEA を用いた体系的な起因事象候補の同定について報告する。

2. FMEA による起因事象候補の同定について

FMEA を用いた起因事象候補の同定方法を以下に示す。なお，FMEA の実施に合わせて，従属性を有する系統（以下，サポート系）の起因事象候補の同定についても検討を実施した。

①分析対象の系統を，操作手順書等から整理した（全 148 系統）。

②FMEA 実施フロー（図１参照）に従い，①で整理した各系統に対し，機能喪失（故障又は誤動作）時に新たな起因事象候補となり得るか検討した。

検討して得られたプラント停止に至る影響を，事前に海外文献等から調査した起因事象候補（全 63 事象）と比較・検討し，分類できない事象である場合には新たな起因事象候補として同定した。なお，サポート系の機能喪失については，従属性を踏まえた上でプラント停止に至る影響を検討した。

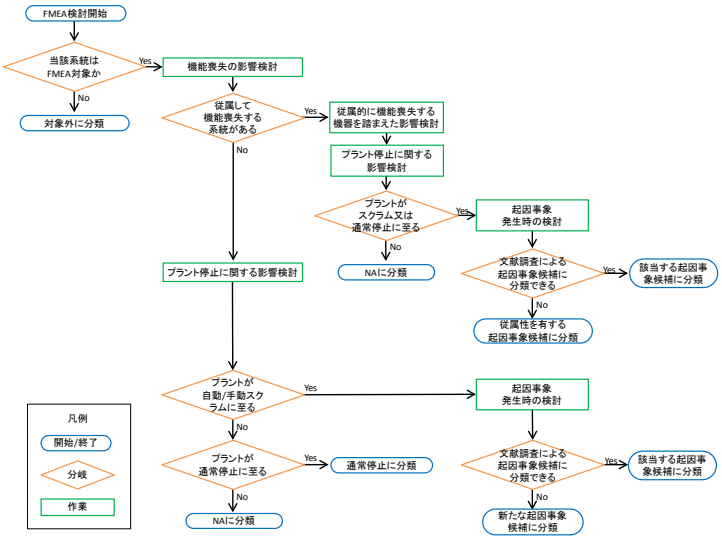


図１　FMEA 実施フロー

3. 評価結果・今後の予定

FMEA を用いた起因事象候補の同定を実施した結果，「ほう酸水注入系誤動作」，「ドライウェル冷却系喪失」等が新たな起因事象候補として同定された。今後は，起因事象候補のスクリーニングとグルーピングを実施し，PRA で考慮すべき起因事象を確定させる。また，起因事象発生頻度をフォールトツリー解析手法で算出する等，更なる PRA モデルの高度化を進めていく。

*Toshiyuki Aratani[1,2], Keisuke Takashima[1,2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Shinichi Hamatani[1], Takayuki Negishi[2] and Atsuo Ikeda[2]

[1]Hokuriku Electric Power Co. , [2]Nuclear Engineering and Services Co.

志賀原子力発電所２号機における PRA モデル高度化の取り組みについて （2）HRA Calculator を用いた人的過誤確率評価及び評価結果を踏まえた 改善活動の検討

The Progress of PRA model sophistication for SHIKA NPS Unit 2

(2) Evaluation results of HRA Calculator and improvement activity of SHIKA NPS Unit2

*東山 陽[1]，中田 睦洋[1]，四十田 俊裕[1]，浜谷 眞一[1]，根岸 孝行[2]，池田 敦生[2]，高嶋 啓介[1,2]

[1]北陸電力（株），[2]原電エンジニアリング（株）

志賀原子力発電所２号機（以下，志賀２号機）の PRA モデル高度化の取り組みとして，HRA Calculator を用いた人的過誤確率評価を実施した。評価結果の概要及び評価結果を安全性向上へ活用することを検討した結果について示す。

キーワード：確率論的リスク評価，PRA，人間信頼性解析，HRA，HRA Calculator，自主的安全性向上，リスク情報活用

1. 緒言

北陸電力では，新検査制度及び自主的・継続的な安全性向上活動への活用を目的とした PRA モデルの高度化を進めている。志賀２号機の PRA モデルでは，新規制基準を踏まえた各種安全対策を反映した結果，相対的に人的過誤事象のリスク重要度が高まっている。よって，人的過誤事象のモデルを精緻化することは重要な課題であるが，従来から国内 PRA で広く用いられてきた THERP 手法[1]のみでは適切ではないと考えられている。本稿では，米国で広く使用されている HRA Calculator を用いて人的過誤確率を評価し，その結果を分析するとともに，評価結果を安全性向上活動へ活用することを開始したことについて報告する。

2. 人的過誤確率評価結果

志賀２号機出力運転時レベル１PRA[2]でモデル化している人的過誤事象について，HRA Calculator を用いた評価を行った。従来用いていた THERP 手法による評価結果と比べ，人的過誤確率が大きく増加した事象及び減少した事象の例を表１に示す。No.1，2 の増加率が大きかった要因は，「手順書が不明確」であることを HRA Calculator に入力したためであった。これは，運転操作の社内訓練におけるインストラクターへのインタビュー結果を反映したものである。

表１　THERP 手法と HRA Calculator による人的過誤確率の比較

	No.	人的過誤事象	THERP 手法(/d) [①]	HRA Calculator(/d) [②]	②/①
増加率大	1	CST 水源補給操作失敗(純水移送系統)	9.5E-04	8.0E-02	84.2
	2	タンクローリーによる燃料補給認知失敗	1.7E-03	5.0E-02	29.4
減少率大	3	格納容器除熱認知失敗(20 分(ATWS 時))	5.3E-02	3.7E-04	0.01
	4	水源切替操作失敗	5.5E-02	1.0E-03	0.02
	5	RHR 系操作失敗（ATWS 時以外）	1.6E-04	6.9E-06	0.04

3. 評価結果の活用

表１の No.1，2 の例のように，人的過誤確率評価を通じて運転操作の改善点とその効果を定量的に示すことが出来る。インタビュー結果を反映した評価結果と共に運転操作に関する改善点をインストラクターへフィードバックする事で，手順書改善及び訓練項目を検討するための材料として評価結果を活用することを始めている。

参考文献

[1] A. D. Swain, H. E. Guttmann, ”Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications Final Report”, NUREG/CR-1278, August 1983

[2] 杉原 一洋他，日本原子力学会　2017 年春の年会　[3M16]

*You Higashiyama[1], Mutsuhiro Nakada[1] , Toshihiro Aida[1], Shinichi Hamatani[1], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2] and Keisuke Takashima[1,2]

[1]Hokuriku Electric Power Co.,　[2]Nuclear Engineering and Services Co.

柏崎刈羽 6,7 号機 内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況 （7）GOTHIC コードを用いた成功基準に関する検討

KK-6,7 project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report
(7) Success Criteria Analysis Using GOTHIC

*佐藤 遼太朗[1]，丹野 俊祐[1]，佐藤 輝和[1]，齋藤 寿輝[1]，寶田 翔[2]，二木 貴敏[2]
[1]（株）テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス（株）

格納容器外 LOCA 時の蒸気影響評価や，換気空調系喪失時の室温評価を GOTHIC コードにより実施し，成功基準に関する検討を実施した。

キーワード：PRA，成功基準，GOTHIC，格納容器外 LOCA，蒸気影響，換気空調系

1. 緒言

従来の内的事象 PRA の緩和系の成功基準の決定にあたっては, これまで多くの解析が実施されているが, 高度化にあたっては格納容器外 LOCA 時等の影響についてより詳細に評価する必要性がある。そこで, GOTHIC コードを用いて格納容器外 LOCA 時の蒸気影響評価や換気空調系喪失時の室温評価を実施し，温度等の観点からそれら成功基準について検討した。

2. 検討方法

2.1 格納容器外 LOCA 時の蒸気影響評価

GOTHIC の評価条件（配管情報，区画体積，区画間開口部，ブローアウトパネル開放圧力，壁面条件等）を整理し，蒸気漏えい発生から破断箇所隔離までの蒸気影響評価を実施した。その結果に基づき，機器が配置されている区画の温度または湿度が設計で規定された条件（設計環境条件）を超過した場合，当該機器に期待できないとして成功基準を整理した。

2.2 換気空調系喪失時の室温評価

GOTHIC の評価条件（機器の区画，機器の発熱量（起因事象発生前／後），換気空調系の運転状態・換気方式，区画初期温度等）を整理した。換気空調系の一部は通常運転中も動作しているため，従属性を有する起因事象の分析のための検討が必要である。よって，起因事象発生前と起因事象発生後で成功基準を分けて適用するため，換気空調系喪失から 10 日後および 24 時間後の室温評価を実施した。その結果に基づき，2.1 と同様の条件で成功基準を整理した。なお，換気空調系の喪失の要因としてはファンおよび冷却コイルそれぞれの場合を区別して評価した。

3. 検討結果

格納容器外 LOCA 時において，破断発生区画・区画間開口部・機器配置の組み合わせを考慮した蒸気影響を確認し，緩和系の期待可否を整理できた。また，換気空調系喪失時において，ファンおよび冷却コイルの使用可否を分けて各区画の室温上昇傾向を確認したことで，緩和系の機能維持に必要なファンおよび冷却コイルの成功基準の整理や, 換気空調系に関連する従属性を有する起因事象の体系的な抽出ができた。更には，姉妹プラントとの機器配置の比較により，プラント固有の特徴を確認することができた。

4. 課題

成功基準の判定条件等には保守的な想定があることから，今後最新の設備状態や手順を反映しつつ保守性の排除を検討していく。

---

*Ryotaro Sato[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Toshiteru Saito[1], Sho Takarada[2] and Takatoshi Futatsugi[2]
[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.

柏崎刈羽 6,7 号機 内的事象運転時レベル 1PRA モデル高度化の検討状況 （8）起因事象発生後の人的過誤事象間の従属性解析

KK-6, 7 Project Internal Event Operating Level 1 PRA Model Sophistication Progress Report

(8) Dependency Analysis between Post-Initiator HFEs

*大瀧 裕也[1]，白石 夏樹[1]，丹野 俊祐[1]，佐藤 輝和[1]，齋藤 寿輝[1]，寶田 翔[2]，二木 貴敏[2]

[1]（株）テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス（株）

起因事象発生後の人的過誤事象(HFE)について，操作間の時系列的な関係性等を考慮した HFE 間の体系的な従属性解析を実施した。

キーワード：PRA，人間信頼性解析，従属性解析，人的過誤事象

1. 緒言

起因事象発生後の事故シーケンスにおいて，複数の緩和操作に期待する場合，それらの失敗確率に対しては操作間の従属的な影響を考慮した条件付確率を評価することが重要とされており，従属性の影響は定量化結果に対して大きいことが知られている。本稿では，柏崎刈羽 6, 7 号機の PRA モデル高度化の一環で得られた知見として，図 1 に示す HFE 間の従属性レベルを体系的に評価するためのデシジョンツリー[1]を用いた起因事象発生後の従属性解析について，条件付確率への影響が大きい因子を分析した結果を示す。

2. 従属性解析の方法と特徴

図 1 は，従属性の要素として九つの行動形成因子(PSF)とそれらの関係性を樹形図で示している。解析では HFE 間の各要素の関係性を踏まえて分岐の成否を選択し，終端の従属性レベルに応じた条件付確率[2]を評価する。従属性解析の結果，次の三つの PSF が条件付確率に大きな影響を与えることを確認した。

- Common Cognitive（操作の合図(Cue)の共通性）
- Same Time（操作タイミングの重畳）
- Same Location（操作場所の同一性）

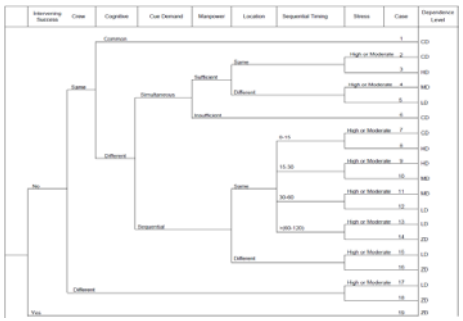


図 1. 従属性解析のデシジョンツリー

3. 影響の大きい PSF に対する詳細分析

Common Cognitive 及び Same Time については，各操作の Cue 及び操作時間を時系列で整理した「タイムライン」を事故シーケンスごとに作成することで，Cue 及び操作タイミングを明確に整理し，ヘディングの成否を判定した。また，Same Location については，中央制御室での操作であれば制御盤単位で，現場操作であれば建屋単位で操作場所を詳細に設定した。これらの実態に即した整理を行い，従属性を考慮した条件付確率を評価した。

4.まとめ

米国のプラクティスを基に，事故シーケンスに応じた HFE 間の従属性解析を実施することで，条件付確率を体系的に評価した。また，従属性への影響が大きい PSF については詳細な分析を実施し，実態に即した従属性レベルを設定した。

参考文献

[1] NUREG-1921 EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines, EPRI/USNRC, July 2012.

[2] NUREG/CR-1278 Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, USNRC, August 1983.

---

*Yuuya Ootaki[1], Natsuki Shiraishi[1], Shunsuke Tanno[1], Teruyoshi Sato[1], Toshiteru Saito[1], Sho Takarada[2] and Takatoshi Futatsugi[2]

[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.

Staggered 試験におけるアルファファクタ定式化法の提案

Proposal of the Alpha factor formularization method for the staggered test

*池側 智彦[1]，松崎 隆久[1]，木村 竜介[2]
[1] 日立，[2] 日立 GE

NUREG 図書の Staggered 試験用のアルファファクタ定式化法が，Non-staggered 試験用の定式化法と整合していない可能性が指摘されている。本報告では，Staggered 試験用のアルファファクタ定式化法に係る検討結果を紹介する。

キーワード：共通原因故障，アルファファクタ法，Staggered 試験

1. 背景と課題

米国原子力規制委員会（NRC）発行の NUREG 図書**[1]**に，共通原因故障（CCF）発生確率を評価するための代表的なモデルの一つとしてアルファファクタ法が紹介されている。アルファファクタ（$\alpha_k^{(m)}$ (-)）及び特定の機器の故障確率（Q_t (-)）は，以下の式で定義される。

$$\alpha_k^{(m)} = \frac{{}_mC_k \cdot Q_k^{(m)}}{\sum_{i=1}^{m} {}_mC_i \cdot Q_i^{(m)}} \cdots (1), \qquad Q_t = \sum_{i=1}^{m} {}_{m-1}C_{i-1} \cdot Q_i^{(m)} \cdots (2)$$

ここで，${}_aC_b$：全 a 個の機器から b 個の機器を選ぶ際の組み合わせの数 (-)，$Q_k^{(m)}$：全 m 個のうちの特定の k 個の機器の CCF 発生確率 (-)である。文献**[1]**には，$Q_k^{(m)}$，Q_t，$\alpha_k^{(m)}$の関係式として，以下の 2 つが紹介されている。

$$Q_k^{(m)} = \frac{m}{{}_mC_k} \cdot \frac{\alpha_k^{(m)}}{\sum_{i=1}^{m} i \cdot \alpha_i^{(m)}} \cdot Q_t \quad \text{(Non-staggered 試験)} \cdots (3), \quad Q_k^{(m)} = \frac{\alpha_k^{(m)}}{{}_{m-1}C_{k-1}} \cdot Q_t \quad \text{(Staggered 試験)} \cdots (4)$$

しかしながら，試験方法（Non-staggered 試験，Staggered 試験）によらず，$Q_k^{(m)}$，Q_t，$\alpha_k^{(m)}$の関係式が(3)式となることが理論的に導ける**[2]**ことから，文献**[1]**の Staggered 試験のアルファファクタ定式化法に何らかの不整合が存在する可能性が示唆される。

2. アルファファクタ定式化法

本研究過程で，Staggered 試験と Non-staggered 試験の本質的な相違点が明らかとなった。即ち，Staggered 試験は m 個の機器全体（システム）に係る試験ではなく，個々の機器に係る試験のため，Staggered 試験のインパクトベクトル（試験の結果得られる故障状態のデータ）からシステムファクタである$\alpha_k^{(m)}$を計算する際には，インパクトベクトル（$n_k^{(m)}$）を同時故障機器数（k）で除する必要があることが分かった。すなわち，Staggered 試験における$n_k^{(m)}$と$\alpha_k^{(m)}$の関係式を，右に示す(5)式とすることで，NUREG 図書**[1]**の不整合を解消できた。

$$\alpha_k^{(m)} = \frac{n_k^{(m)} / k}{\sum_{i=1}^{m} \left(n_i^{(m)} / i \right)} \cdots (5)$$

3. 結論

Staggered 試験におけるアルファファクタ定式化法を提案し，提案した手法が Non-staggered 試験における定式化法と整合することを確認することができた。

参考文献

[1] U.S. NRC: Guidelines on Modeling Common-Cause Failures in Probabilistic Risk Assessment, NUREG/CR-5485, November 1998.
[2] 電中研: 共通原因故障の事例分析判断ガイドとパラメータ不確かさ評価手法の提案, L11018, 平成 24 年 8 月

*Tomohiko Ikegawa[1], Takahisa Matsuzaki[1] and Ryusuke Kimura[2]
[1] Hitachi, [2] HGNE

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

Wed. Sep 11, 2019 4:25 PM - 6:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2019 7:25 AM - 9:00 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[1O14-19] PRA Technology 2

Chair:Sunghyon Jang(Univ. of Tokyo)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[1O14] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

(1)Challenges in source term evaluation for Level 2 PRA and approach to them

*Koichi Nakamura[1], Masato Nakamura[2], Yuki Takahashi[2], Yuu Nakajima[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. MRI Research Associates, Inc)

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[1O15] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

(2)Evaluation for models characteristics of FP aerosol behavior in MAAP code

*Yuu Nakajima[1], Masato Nakamura[1], Yuki Takahashi[1], Koichi Nakamura[2] (1. MRA, 2. CRIEPI)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[1O16] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

(3)Analysis on FP aerosol experiments applying MAAP code

*Yuki Takahashi[1], Yuu Nakajima[1], Masato Nakamura[1], Koichi Nakamura[2] (1. MRA, 2. CRIEPI)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[1O17] Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

(4)Development of source term uncertainty analysis method applying MAAP code

*Masato Nakamura[1], Yuki Takahashi[1], Yuu Nakajima[1], Koichi Nakamura[2] (1. MRA, 2. CRIEPI)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[1O18] Determination of design tornado wind speed based on damage probability

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Hiromaru Hirakuchi[1], Tetsuya Hayashi[2], Masashi Kuramasu[2], Ichiro Tamura[2] (1. CRIEPI, 2. Chugoku Electric Power Co.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[1O19] A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*Toshiaki Sakai[1], Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2], Masato Nakajima[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Tokyo City Univ.)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

レベル 2PRA の実施に向けたソースターム評価手法の基盤構築
ー(1) レベル 2PRA のソースターム評価における課題とその解決に向けたアプローチー

Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA
- (1) Challenges in source term evaluation for Level 2 PRA and approach to them -

*中村 康一[1]，中村 真人[2]，髙橋 勇紀[2]，中嶋 結[2]
([1]電力中央研究所, [2]エム・アール・アイリサーチアソシエイツ株式会社)

レベル 2PRA では対象プラントの事故時のソースターム評価を行う。評価の実施にあたっては、現実的なソースターム評価を実施するための解析モデルやパラメータの設定に加えて、感度解析や不確実さ解析を含む各種手法の整備が必要となる。本研究では、事故時の環境へのセシウムの放出量の評価に着目し、シビアアクシデント解析コード MAAP を用いた評価を行うための課題の抽出を行うとともに、その解決のためのアプローチを検討した。

キーワード：レベル 2PRA，ソースターム，セシウム挙動，MAAP

1. 緒言 レベル 2PRA では対象プラントの事故時のソースターム評価を行う。評価にあたり、実施が必要な事項は原子力学会レベル 2PRA 標準に規定されているが、具体的に実施するためには解析モデルやパラメータの設定方法の検討や、感度解析や不確実さ解析を含む各種手法の整備が必要となる。本研究では、事故時の環境へのセシウムの放出量の評価に着目し、MAAP を用いたソースターム評価を行うための課題の抽出を行うとともに、その解決のためのアプローチを整理した。

2. ソースターム評価の課題と解決のためのアプローチ レベル 2PRA で実施するソースターム評価の手順は、主に放出カテゴリの分類とソースターム解析の実施で構成される。放出カテゴリの分類では、レベル 2PRA で扱う各事故シナリオを環境への放射性物質の放出の特性に応じて事故シナリオグループ化する。放出カテゴリはレベル 3PRA の初期条件となり、プラント内で発生するソースタームを特徴づける要因を適切に扱う必要がある。そのためソースターム影響緩和策の影響を含めた分類方法の検討が課題となる。またソースターム解析にあたり、解析対象の事故シナリオの選定、評価解析モデルの設定、解析条件（プラント条件等）の設定が必要となる。特に格納容器から放出された放射性物質は、建屋内や狭い隙間を通過して環境へ放出されることが考えられるため、その過程における沈着効果を考慮可能な設定が必要となる。表 1 にソースターム評価における課題と主な研究アプローチをまとめる。

3. 結言 レベル 2PRA のソースターム評価における課題を整理し、その解決のためのアプローチを検討した。今後これらの課題に対して解決のための取り組みを進める。

表 1 レベル 2PRA におけるソースターム評価の課題の整理

主なソースターム評価の実施手順		主な課題	研究の取り組み
放出カテゴリの分類	放出カテゴリを設定し，事故シナリオを分類する。	・ソースターム影響緩和策の影響を考慮した放出カテゴリの設定方法	・放出影響緩和策（デブリ冷却、スクラビング等）を考慮した放出カテゴリの設定
ソースターム解析の実施	放出カテゴリごとのソースターム解析を実施する（基本解析、感度解析、不確実さ解析）	・現実的なソースターム解析 ・感度、不確実さパラメータ設定方法、結果の分析	・放射性物質が環境への放出される過程における沈着除去効果の評価 ・ソースターム感度、不確実さ解析の実施

[1] 日本原子力学会、「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 2PRA 編）：2016」、ISBN:978-4-89047-396-0、2016 年 12 月

*Koichi Nakamura[1], Masato Nakamura[2], Yuki Takahashi [2], Yuu Nakajima [2]
[1]CRIEPI, [2]MRI Research Associates, Inc

レベル 2PRA の実施に向けたソースターム評価手法の基盤構築
(2) MAAP コードの FP エアロゾル挙動モデルの特性評価

Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

(2) Evaluation for models characteristics of FP aerosol behavior in MAAP code

*中嶋 結[1]，中村 真人[1]，髙橋 勇紀[1]，中村 康一[2]

[1]エム・アール・アイ リサーチアソシエイツ株式会社，[2]電力中央研究所

MAAP コードのエアロゾル挙動モデルの特性を把握するため、解析モデルの根拠等に基づき選定したパラメータを用いて、実機プラントを対象とした代表事故シナリオにおける感度解析を行った。それによりエアロゾル挙動モデルの理解とソースターム評価の感度解析実施における留意点が得られた。

キーワード：レベル 2 PRA，ソースターム評価，FP エアロゾル，MAAP コード

1. 緒言 MAAP コードによるソースターム評価手法に関する技術的知見を得ることを目的に、エアロゾル挙動モデルの特性を把握するため、実機プラントを対象とした代表事故シナリオにおける感度解析を行った。感度解析の対象パラメータは FP 放出挙動およびエアロゾル挙動に関するものを選定し、解析モデルの根拠や既往研究の知見に基づき感度幅を設定した。本研究を通じて得られた、レベル 2PRA のソースターム評価の感度解析を実施する手順における留意点を議論する。

2. 感度解析

2-1. 感度パラメータの選定 図 1 に示すサンプルフローに従い、空間（格納容器内等）、時間範囲（格納容器破損直前まで等）を定め、それらの範囲で対象 FP（ヨウ素、エアロゾル CsOH 等）の挙動に影響すると考えられるパラメータを選定した。本研究では、SBO シナリオにおける格納容器破損直前までの格納容器内 CsOH エアロゾル沈着挙動に着目した。MAAP コードでは各種のエアロゾル沈着モデルが考慮されており、一般的に粒径が大きく形状が球体に近いほどエアロゾル沈着量が増加すると考えられる。したがって、エアロゾルの粒径および形状に関わるパラメータから感度パラメータを選定した。

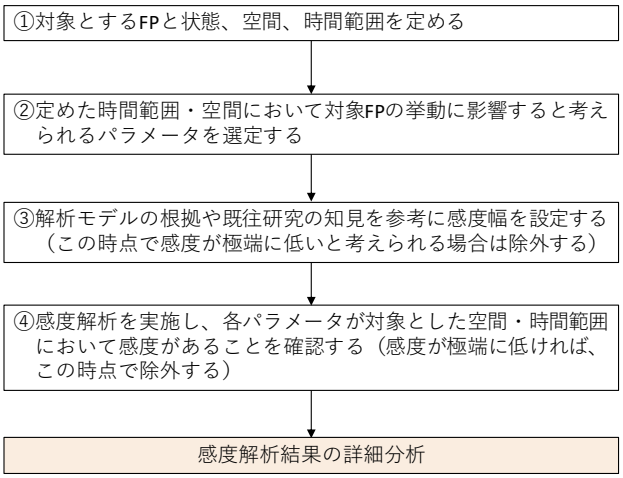


図 1 感度解析フロー例

2-2. 解析結果 図 2 に PWR プラント体系において、感度パラメータであるエアロゾル凝集形状係数の感度解析結果を示す。エアロゾル凝集形状係数を大きくした場合（上限値）、エアロゾル凝集効果の増加により 1 次系内沈着量が増加、それに伴い格納容器内沈着量と環境放出量が減少した。図 2 に示すように、エアロゾル凝集形状係数は CsOH 挙動に対して感度があるが、ヨウ素等のエアロゾルを生成しにくい高揮発性 FP の場合は感度を持たないと考えられる。また、大破断 LOCA シナリオの場合は、大部分のエアロゾルが 1 次系内に滞留せずに格納容器へ放出されるため、格納容器内沈着量が SBO シナリオと異なる等、事故シナリオによってもエアロゾル挙動が異なると考えられる。

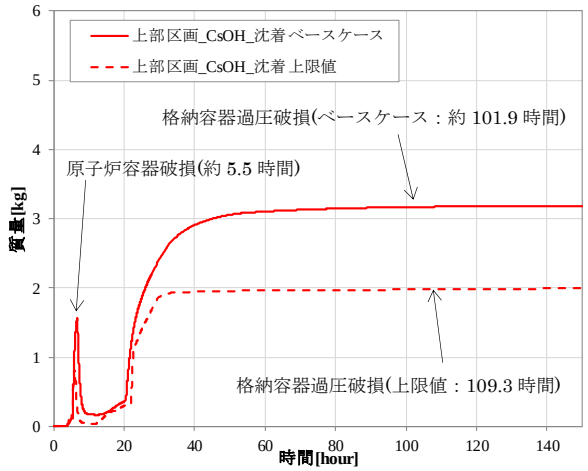


図 2 感度解析結果（格納容器内）

3. 結論 感度解析結果から、エアロゾル沈着効果が大きくなると主に 1 次系内への沈着量が増加するため、格納容器内沈着量および環境放出量が減少することが明らかになった。また、感度パラメータおよびその感度幅は、対象とする FP とその状態、空間、事故シナリオ毎に検討すべきと考えられる。

*Yuu Nakajima[1], Masato Nakamura[1], Yuki Takahashi[1], Koichi Nakamura[2]

[1]MRI Research Associates, Inc., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

レベル 2PRA の実施に向けたソースターム評価手法の基盤構築
（3）MAAP コードを適用した FP エアロゾル試験の解析

Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

(3) Analysis on FP aerosol experiments applying MAAP code

*髙橋勇紀[1]，中嶋結[1]，中村真人[1]，中村康一[2]

[1]エム・アール・アイ リサーチアソシエイツ株式会社，[2]電力中央研究所

MAAP コードのエアロゾル挙動モデルに関して原子力プラントの事故条件への適用性を把握するため、単一区画内エアロゾル挙動試験である ABCOVE 試験と、実機プラントを対象にした代表事故シナリオとを対象にした感度解析の結果比較から、MAAP コードのエアロゾル挙動モデルの実機適用性を評価する。

キーワード：レベル 2 PRA，ソースターム評価，FP エアロゾル，MAAP コード

1. 緒言　MAAP コードに用いられているエアロゾル挙動モデルに関して、原子力プラント事故条件への適用性を確認すると共にその適用範囲を把握するため、単一区画内のエアロゾル挙動を調べた ABCOVE 試験[1]解析を実施した。ABCOVE 試験と実機プラントの条件における違いを考慮した感度解析の結果から、MAAP コードにおけるエアロゾル挙動モデルの実機適用性を評価する。

2. 感度解析　ABCOVE 試験は、単一区画格納容器の乾燥雰囲気下でナトリウムを燃焼してエアロゾルを生成・噴出し、その凝集及び重力沈降によってエアロゾルが沈着する過程を調べたものである。MAAP コードのエアロゾル挙動モデルのパラメータデフォルト値には、ABCOVE 試験を根拠とするものがあるが、実機プラントのような湿潤雰囲気および多区画にも適用できるかは自明でない。したがって ABCOVE 試験および実機プラントによってエアロゾル挙動が異なると考えられるパラメータに着目し、感度解析を実施した（表 1）。一例として、エアロゾル凝集形状係数を大きくした場合、その凝集効果が大きくなることで沈着が加速し、浮遊量は早く減少する傾向が見られるが（図 1）、PWR プラント体系における SBO シナリオの場合には格納容器内沈着量は減少する傾向が見られ、2 つの体系で感度解析結果が異なることが示された。

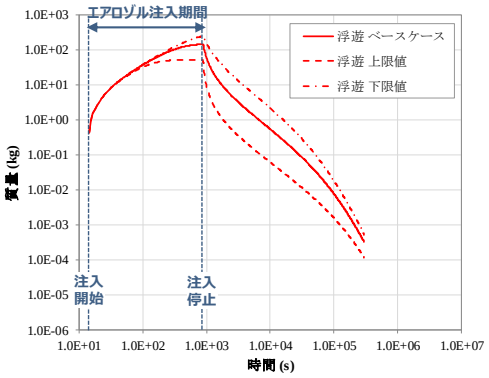


図 1 AB5 試験における格納容器内の浮遊および沈着エアロゾル質量の時間変化（エアロゾル凝集形状係数感度）

3. 結論　MAAP コードにおけるエアロゾル挙動モデルのパラメータは ABCOVE 試験に基づいているが、ABCOVE 試験は乾燥雰囲気・単一区画条件であるため、実機条件（i.e. 湿潤雰囲気かつ多区画）には適用できない可能性がある。今後は湿潤雰囲気・多区画といった、実機条件に近いベンチマーク解析に基づいてエアロゾル挙動モデルの実機適用性を詳しく評価する必要がある。

表 1　感度パラメータ選定の考え方

パラメータ名	エアロゾルへの影響	ABCOVE 試験	実機プラント
吸湿エアロゾルの初期半径	エアロゾル初期粒径を示し、パラメータ値を大きくすることで沈着量が増加	乾燥雰囲気のため感度はない	湿潤雰囲気であるため、エアロゾル粒径が吸湿成長し、沈着量が増加
エアロゾル凝集形状係数	エアロゾル凝集効果を表し、パラメータ値を大きくすることで沈着量が増加	パラメータ値が大きいほど沈着量が増加	多区画体系により沈着量は場所に依存
エアロゾル動的形状係数	エアロゾル形状異方性を表し、パラメータ値を大きくすることで沈着量が減少	パラメータ値が大きいほど沈着量が減少	多区画体系により沈着量は場所に依存
エアロゾル衝突係数	エアロゾル同士の衝突・吸収過程に寄与し、パラメータ値を大きくすることで沈着量が増加	パラメータ値が大きいほど沈着量が増加	多区画体系により沈着量は場所に依存

参考文献

[1] R. K. Hilliard, “Results and Code Predictions for ABCOVE Aerosol Code Validation - Test AB5,” (1983.)

*Yuki Takahashi[1], Yuu Nakajima[1], Masato Nakamura[1], Koichi Nakamura[2]

[1]MRI Research Associates, Inc., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

レベル 2PRA の実施に向けたソースターム評価手法の基盤構築
（4）MAAP コードを適用したソースターム不確実さ解析手法の構築

Establishment of technical basis on source term evaluation method for Level 2 PRA

(4) Development of source term uncertainty analysis method applying MAAP code

*中村真人[1]，髙橋勇紀[1]，中嶋結[1]，中村康一[2]

[1]エム・アール・アイリサーチアソシエイツ株式会社，[2]電力中央研究所

本報では、MAAP コードを適用したソースターム不確実さ解析手法を構築するため、PWR プラントでの全交流電源喪失事象を対象とし、不確実さ因子・変動パラメータの選定及び確率分布の設定を検討し、不確実さ伝播解析を実施した結果を報告する。

キーワード：レベル 2 PRA，ソースターム評価，FP エアロゾル，MAAP コード

1. 緒言　レベル 2PRA から得られる結果を意思決定等に活用する場合、解析に含まれる過度な保守性をできるだけ低減し、より現実的な評価が求められる。このため、本報では、MAAP コードを適用したソースターム不確実さ解析を実施する。

2. ソースターム不確実さ解析

2-1. 変動パラメータの選定、不確実さ分布の検討

レベル 2PRA におけるソースターム不確実さ解析では、発生頻度又はソースタームの大きい放出カテゴリを対象として、ソースタームの不確実さに寄与する因子及びその因子を表現する変動パラメータを選定する。本報では、PWR プラントでの全交流電源喪失事象を対象とし、先行研究の事例[1]を参考に不確実さ因子及び変動パラメータを選定し（表 1）、不確実さ分布を設定した。

表 1　不確実さ因子と変動パラメータ

不確実さ因子	変動パラメータ
燃料からの FP 放出	燃料からの放出率補正係数
炉内流動	RCP シール破損による漏えい流量
	クリープ破損面積率
	クリープ破損発生位置
	被覆管破損温度
	共晶溶融温度
炉外流動	デブリ拡がり面積
	微粒子化デブリの平均粒径
	コンクリート侵食速度に対する補正係数
	デブリ-水間熱伝達率
エアロゾル挙動	スクラビングによる放射性物質除去効果
	エアロゾル動的形状係数
I_2、Cs 化学形態	ガス状ヨウ素の存在割合
	Cs_2MoO_4 としてのセシウムの存在割合
格納容器耐力	リーク開始圧力

2-2. ソースターム不確実さ解析

設定した変動パラメータに対しラテン超方格サンプリングによるサンプリング（200 サンプリング）を実施し、MAAP コードによる不確実さ解析を実施した。解析結果から、FP の放出開始時刻、環境への放出量について、不確実さ分布を算出した。また、変動パラメータと CsOH の環境への放出量の相関を分析した結果（図 1）、全交流電源喪失事象においては、「コンクリート侵食速度補正係数」がソースタームに影響の大きい変動パラメータとして特定された。

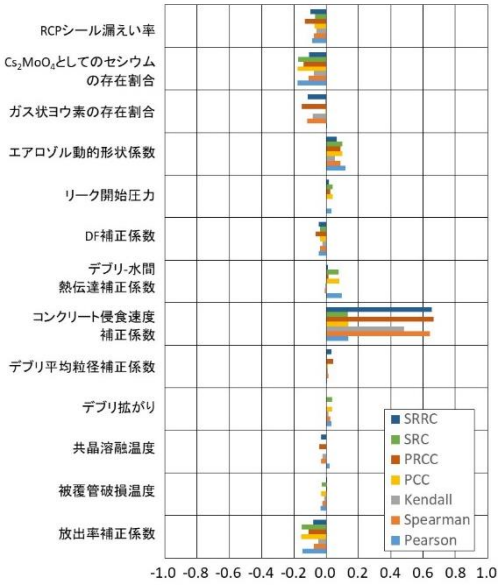


図 1 変動パラメータと CsOH 環境放出量の相関係数

3. 結論

MAAP コードを適用したソースターム不確実さ伝播解析を実施し、ソースターム解析が有する不確実さを定量化した。しかしながら、本報では、先行研究（SOARCA 等）で採用されている変動パラメータや分布形状・幅を参考にしており、その決定プロセスには不完全さが残る。不確実さ解析手法の実用化のためには、より客観的な説明性、妥当性を担保した手法の構築が必要である。

参考文献

[1] U.S.NRC, "State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project : Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station," NUREG/CR-7155

*Masato Nakamura[1], Yuki Takahashi[1], Yuu Nakajima[1], Koichi Nakamura[2]

[1]MRI Research Associates, Inc., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

風圧による損傷確率に基づく設計竜巻風速の設定法

Determination of design tornado wind speed based on damage probability

*江口 譲[1]，村上 貴裕[1]，平口 博丸[1]，林 哲也[2]，蔵増 真志[2]，田村 伊知郎[2]
[1]電中研，[2]中国電力

構造物等の竜巻風圧による損傷確率値を目標として設計竜巻風速を決定する方法を提案する。耐震設計分野で提案されている性能目標ベースの設計地震動の設定法（ASCE/SEI 43-05 基準）を参考としたものであり、風速の 2 乗を設計変数とした性能目標ベースの設計竜巻風速の設定方法を提案する。

キーワード：竜巻，設計風速，性能目標，損傷確率

1. 緒言

現行の竜巻設計において、設計竜巻風速は防護施設等に対する竜巻風速の発生確率等を考慮して設定されているが、防護施設等の破損確率を考慮した場合、竜巻によるリスクは他の外部ハザードに比べて小さい可能性がある。そこで、本研究では過度な保守性を排除するためのより合理的な竜巻設計手法の構築可能性について検討する。具体的には、Kennedy[1]が耐震設計分野で提案した性能目標ベースの設計地震動の設定法（ASCE/SEI 43-05 基準）を参考に、構造物等の竜巻風圧による年間損傷確率値に基づいて設計風速を決定する方法を提案する。この方法では設計変数として風荷重と比例関係にある風速の２乗値を選定した。

2. 設計竜巻風速の設定法と計算例

まず、太平洋側の 1 点における竜巻風速 V の年超過確率 $H(V)$を TOWLA[2]によって求めた。次に、竜巻風速 V の風圧荷重に対する構造物の耐力の確率密度関数 $f(V)$が、式(1)のように標準偏差β、中央値 $V_{50\%}$の対数正規分布に従うものと仮定し、構造物の年間損傷確率 P_{fail} を式(2)で求めた。

$$f(V)=\frac{1}{\sqrt{2\pi}\beta V}\exp\left(-\frac{(\ln V-\ln V_{50\%})^2}{2\beta^2}\right) \quad (1)、$$

$$P_{fail}=\int_0^{\infty}H(V)\,f(V)dV \quad (2)$$

また、Kennedy[1]の方法と同様の考え方に基づき設計風速 V_D と中央値 $V_{50\%}$の関係をα=2βとして式(3)のように定めた。

$$V_{50\%}^2=V_D^2\times\max\left\{\exp(2.326\alpha),1.5\exp(1.282\alpha)\right\} \quad (3)$$

計算例ではβ=0.3 と仮定し、図 1（青）に示す２種類（日本版改良藤田(JEF)スケールと藤田スケール(F)に基づくもの）の年超過確率 $H(V)$を用いて年間損傷確率 P_{fail} を計算した。その結果を設計風速 V_D の関数として図 1（赤）に示す。

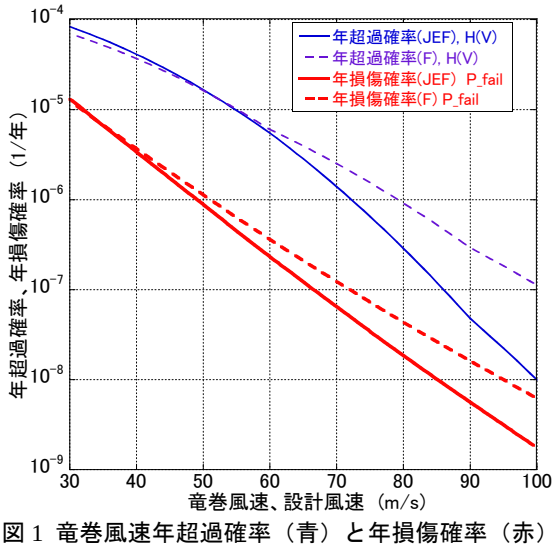


図 1 竜巻風速年超過確率（青）と年損傷確率（赤）

3. 結論

評価対象物の年間損傷確率（性能目標）に基づく、より合理的な設計竜巻風速の設定方法を提示した。

参考文献

[1] R.P. Kennedy, Performance-goal based (risk informed) approach for establishing the SSE site specific response spectrum for future nuclear power plants, Nuclear Engineering and Design, **241**, pp.648-656, 2011.

[2] 平口博丸ら，沿岸立地原子力発電所の竜巻風速ハザードモデル TOWLA の開発,電力中央研究所報告 O15005, 2016.

*Yuzuru Eguchi[1], Takahiro Murakami[1], Hiromaru Hirakuchi[1], Tetsuya Hayashi[2], Masashi Kuramasu[2] and Ichiro Tamura[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]The Chugoku Electric Power Co.

RI-PB に基づく新しい耐震設計体系のフレームワーク

A Framework of RI-PB Design Application for Seismic Events

*酒井俊朗[1]，片山吉史[1]，大鳥靖樹[2]，牟田仁[2]，中島正人[1]
[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター，[2]東京都市大学

RI-PB(Risk-Informed Performance-Based)に基づく新しい耐震設計体系のフレームワークを提案する。同フレームワークは、個々の設備のリスク指標に基づく設計のみならず、システムの多様性、多重性を設計段階で考慮する。

Keywords: Risk-Informed, Performance-Based, Seismic Design, System Redundancy, Seismic Diversity,Seismic Correlation

1. RI-PB に基づく耐震設計体系の目的，必要性

原子力発電所の robustness の確保や深層防護の観点から、バランスが確保されたリスクプロファイルの達成、すなわち一部の脆弱な設備がプラント全体のリスクレベルを支配することがないような設計体系の必要性が認識されている（例えば USNRC(2016)[1]）。東京電力福島第一原子力事故の反省として、原子力発電所の重要な諸施設は規制基準を遵守することは当然として、さらにその上のレベルの安全性を追求することが重要であり、特に、我が国の地震環境を考えると、様々なタイプの地震動（例えば、近距離短周期型地震/遠距離長周期型地震）に対して偏りのない robustness が確保されなくてはならない。

2. 提案する RI-PB 設計体系のフレームワークの特徴

(1) 個々の設備の設計: 個々の設備の設計に関しては、機能で定められた一定の損傷確率を指標とする設計体系が既に米国では適用されておりこの考え方を参考に構築する。ただし、個々の設備の耐震設計を RI-PB 化しただけではプラント全体としてのリスクプロファイル自体がバランスよくなるとは限らないことも別途報告されている。[1]

(2) システムの多様性、多重性の考慮: 設計時に地震 PRA 等の結果をフィードバックすることは最適設計の実現方策として有用であるが、同体系による最適設計には時間的な制約も大きい。そこで、提案する設計体系のフレームワークでは、地震 PRA からのフィードバックをベースとしつつ、設計段階でシステムの多様性や多重性を考慮することとする。多重性に関しては、損傷の相関を考慮することにより、多様性に関しては地震動の周期間相関と設備の固有周期（例えば、耐震～免震等）の関係で考慮する。

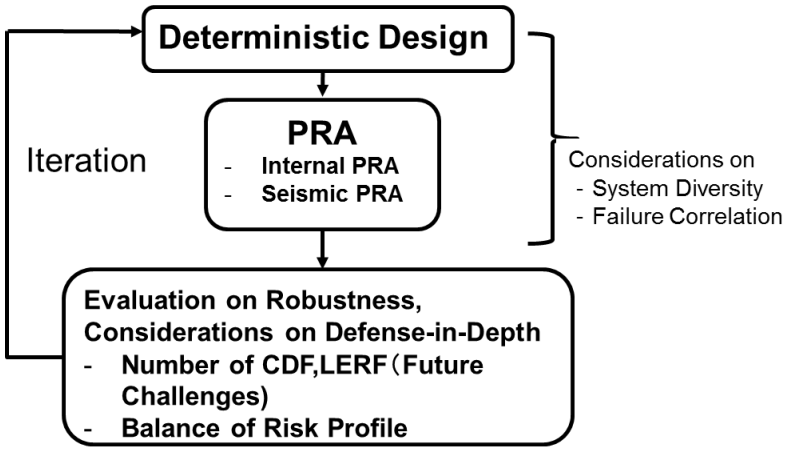


Fig. フレームワークの素案

参考文献

[1] USNRC, Toward a More Risk-Informed and Performance-Based Framework for the Regulation of the Seismic Safety of Nuclear Power Plants, NUREG/CR-7214(2016)

---

*Toshiaki Sakai[1], Yoshifumi Katayama[1], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2] and Masato Nakajima[1]
[1]Nuclear Risk Research Center, CRIEPI　[2]Tokyo City University

Planning Lecture | Invited lecture：Cabinet Office

Thu. Sep 12, 2019 9:45 AM - 10:45 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 12:45 AM - 1:45 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[2A_PL01] Human Resource Development and Nuclear Utilization

Shigeaki Okajima(President of AESJ, JAEA)

[2A_PL0101] Human Resource Development and Nuclear Utilization

*Yoshiaki Oka[1] (1. AEC)

2019年秋の大会

招待講演

人材育成と原子力利用

Human　Resource　Development and Nuclear Utilization

人材育成と原子力利用

Human Resource Development and Nuclear Utilization

*岡　芳明[1]

[1]内閣府原子力委員会

1. 原子力分野における人材育成の重要性とこれまでの経緯
2. 原子力委員会の認識
3. 高等教育段階における人材育成に係る活動
3-1 優秀人材の獲得
3-2 大学教育における基礎を体得した人材の育成
3-3 様々な経験を通じた人材育成
3-4 大学教育における教育の改善
3-5 学部及び大学院修士課程を通じた体系的な原子力教育の実施
4. 高等教育段階以降における人材育成に係る活動
4-1 仕事・研究開発を通じた人材育成
4-2 研修・訓練などの継続教育
5. その他の人材育成に係る活動
5-1 初等中等教育支援
5-2 新興国向けの人材育成支援
6. 識基盤の構築とこれに支えられたイノベーションの創出

参考資料

1. 原子力分野における人材育成について（見解）平成３０年２月２７日　原子力委員会
2. 原子力政策担当室「原子力分野における人材育成について（見解）のフォローアップについて」平成 31 年 4 月 16 日　原子力委員会資料第 1 号
3. Joonhong Ahn「米国大学の教育研究の現状　人事・教育・研究」
4. 長崎晋也　「マクマスター大学などの原子力教育事情」平成 30 年 10 月 16 日　原子力委員会資料第 1 号
5. 木口高志「人材育成について【私論】」2017 年 1 月 17 日　原子力委員会資料第 1 号

---

*Yoshiaki Oka[1]

[1]Japan Atomic Energy Commission

Planning Lecture (Free Entry) | Special Lecture：Local Organizing Committee

Thu. Sep 12, 2019 11:00 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 2:00 AM - 3:00 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[2A_PL02] The Manyosyu poetry of the Etchu region Poet Otomo Yakamochi and Toyama

Chair:Yuji Hatano(Univ. of Toyama)

[2A_PL0201] The Manyosyu poetry of the Etchu region
Poet Otomo Yakamochi and Toyama

*Nobuyuki Sakamoto[1] (1. Takaoka Manyo Historical Museum)

特別講演
Special Lecture

越中万葉の世界 ―大伴家持と富山―

The Manyosyu poetry of the Etchu region: Poet Otomo Yakamochi and Toyama

*坂本信幸
高岡市万葉歴史館

富山県の「ふるさと文学」の一つとして、『万葉集』があげられる。
というのは、万葉集の編纂に大きな役割を果たした大伴家持が、天平 18 年（746）に越中国守として赴任し、5 年間在任した間に 223 首もの歌を詠み残しているからである。

家持の作 223 首を含めて、「越中万葉」と称される歌数は 337 首を数える。万葉集全歌が約 4500 首であることを考えると、「越中万葉」の占める割合（約 7.5%）がいかに高いかが知られる。
万葉集所出の地名数も、奈良県の 897 をトップに、大阪府 218、滋賀県 145、兵庫県 142、富山県 140 と、近畿圏を除くと富山県の地名が最も多い。

「越中万葉」は、古代文学としての意義はもちろん、
１，越中の風土
２，越中のことば（方言・孤語）
３，越中の風俗
など古代の越中地方の情報を豊かに残してくれている点において重要である。
しかも、越中万葉歌の残された巻は、大伴家持の歌日記のような巻であり、日時が記載された歌が多く、その実態に具体性がある。

そのような、越中万葉の世界を、代表的な歌を中心に紹介してゆく。

---

*Nobuyuki Sakamoto
Takaoka Manyo Historical Museum

Planning Lecture | Board and Committee：Board of Directors[Co-organized by Social and Environmental Division]

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[2A_PL03] Role of AESJ to Contribute to Solution of Social Issues From 60th Anniversary Symposium

Chair:Yoshitaka Nishino(President of AESJ , JAEA)

[2A_PL0301] Topics from 60th Anniversary Symposium

*Shigeaki Okajima[1] (1. President of AESJ , JAEA)

[2A_PL0302] Global Environmental Issues and Nuclear Energy

*Ryoichi Komiyama[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2A_PL0303] Perspectives on Future Nuclear - Role and Contribution of AESJ

*Akira Yamaguchi[1] (1. Vice President, Univ. of Tokyo)

[2A_PL0304] Discussion

*Yasuo Komano[1], *Shoji Tsuchida[2], *All presenters[3] (1. Ex-President, MHI NSE, 2．Kansai Univ.)

2019年秋の年会

理事会セッション

社会課題への貢献に向けた学会の役割 —60 周年シンポジウムから—

Role of AES Japan for Contributing to Social Issues -From 60th Anniversary Symposium-

(1) 60 周年シンポジウムから

(1) Topics from 60th Anniversary Symposium

*岡嶋 成晃

日本原子力学会 会長、JAEA

本年（2019 年）60 周年を迎えた日本原子力学会は、学会設立以来、原子力の平和利用に関する研究開発の振興に寄与するとともに、会員相互の啓発に努めてきた。その中で、2011 年 3 月 11 日に発生した東京電力福島第一原子力発電所の事故により、我が国の原子力安全に対する信頼は大きく揺らぎ、本会の活動にも大きな影響を与えた。60 周年を記念したシンポジウム（2019 年 4 月 25 日開催）では、この現状を踏まえるとともに、福島復興の推進と原子力の平和利用に対する信頼の回復と新たな発展への展望が示された。ここでは、シンポジウムの概要とシンポジウムの中で実施・回収したアンケート結果を紹介するとともに、社会貢献に向けた学会の役割の観点から、今後 10 年の『再構築期』に向けた活動の方針を述べる。

1. 60 周年シンポジウムの概要

シンポジウムは 2 部で構成され、第 1 部では、駒野前学会長が、本会の 60 年を産業界の発展と関連づけて振り返るとともに、震災後の福島復興と廃炉推進に対する本会の取り組みの現状を報告し、次の 10 年を「再構築期」として本会が取り組むべき課題を提言した。続いて、特別講演（2 件）があり、立命館大学の開沼氏は福島復興の現状と今後の課題について、ノンフィクション作家の山根氏は福島の企業が廃炉推進に取り組む現場について動画を交えて復興に前向きに取り組む姿勢を紹介した。第 2 部では、エネルギー源としての原子力の展望について 2 件の講演があり、エネルギーセキュリティと環境問題を踏まえた原子力の役割に関する原子力アゴラ調査専門委員会の提言、また福島第一事故の原点に立ち返り社会的な信頼回復を実現する将来炉研究への学会のあり方の講演があった。さらにエネルギー利用に限らない 6 件の若手研究者を中心とした講演があり、バックエンド技術、放射線治療、量子素子開発、中性子イメージング技術、低線量率被ばく影響研究および宇宙探査機器の原子力電池開発に関する最前線の研究紹介がされた。

2. シンポジウムアンケートについて

アンケート回答の年齢分布はほぼ正会員の年齢分布と一致し、51 歳以上からの回答が 7 割を占めた。シンポジウム構成についておおよそ好評を得たが、学会活動への要望として若手会員の増加推進（新しい研究分野の提示、学生会員への対応）および社会・国民への学会活動の積極的な公開と意見交換（対外発信が見えにくい、他分野との交流が無いように見える）等の意見を多く頂いた。

これらの意見は相互に関係していると考えられ、学会が原子力分野の最新の研究成果および廃炉への寄与を積極的に、社会的にも認められ魅力あるものとして発信することが若手研究者の意欲および会員増加に繋がるものと考えられる。

3. 社会課題への貢献に向けて

60 周年シンポジウムで示された「今後 10 年の『再構築期』」に向けて、①専門家の立場からの提言と理解活動の促進、②１Ｆ廃炉の促進と福島復興への支援、③放射線利用・放射線防護の研究の促進、④教育・人材育成の継続と技術伝承等に取り組むことによって、国連の持続可能な開発目標（Sustainable Development Goals：SDGs）へ貢献していこうと考える。

---

*Shigeaki Okajima

President of Atomic Energy Society of Japan, Japan Atomic Energy Agency

2019年秋の大会

理事会セッション

社会課題への貢献に向けた学会の役割 —60 周年シンポジウムから—

Role of AESJ to Contribute to Solution of Social Issues - from 60th Anniversary Symposium -

(2) 地球環境問題と原子力

(2) Global Environmental Issues and Nuclear Energy

*小宮山 涼一

東京大学

1. まえがき

2015 年 12 月にパリで開催の第 21 回気候変動枠組条約締約国会議 (COP21)の場で地球温暖化対策に原子力利用が不可欠であることをアピールするため、これに先立ち同年 5 月に開催された Nuclear innovation for a low-carbon feature をサブタイトルとする「原子力発電プラントの進歩に関する国際会議(ICAPP)2015」にて、日本を含む 39 の原子力学会が憲章「Nuclear for Climate DECLARATION」に署名した。これを受け日本原子力学会は、「原子力アゴラ調査専門委員会　地球環境問題対応検討・提言分科会」を立ち上げ、地球環境問題に対する原子力発電の潜在的能力の活用についての社会的提言を行うために定量的かつ科学的な調査結果に基づいて検討を開始した。地球環境問題での原子力発電の役割の検討に際しては、エネルギーセキュリティや電力市場の課題も同時に踏まえることが重要であり、それらの諸課題も含めて提言をまとめた。

2. 提言の要旨

地球環境問題対応検討・提言分科会において、原子力発電の役割に関して、地球環境問題、エネルギーセキュリティ、電力市場の観点より取りまとめた提言のポイントは、以下のとおりである。

- 地球環境問題に対処するためには、全ての技術選択肢を総動員することが肝要である。その中で原子力発電は重要な役割を担い、再生可能エネルギーの大量導入によるコスト上昇の緩和や再生可能エネルギーの供給電力の変動への対応を可能とするものである。
- 技術選択肢の一つとして原子力発電がその役割を果たすには原子力発電の環境価値が市場で適切に評価される枠組み(例 : 非化石価値取引市場、ゼロエミッション・クレジット取引)の構築が必要である。
- 原子力技術先進国である日本は、世界全体の問題である地球環境問題に対してその優れた技術を活用するとともに更に技術開発の一層の強化を図り、国際的イニシアティブを発揮することが求められる。
- 世界情勢の不確実性が増す中、エネルギー自給率の極端に低い日本は、原子力発電の維持を図るとともに、自前の技術である原子力発電でエネルギーセキュリティを強化する視点が不可欠であり、技術自給率を重視し、中長期的かつ国家的視点で、原子力発電の新増設・リプレース、維持が必要である。
- 電力市場自由化が進められ、市場の予見可能性が低下する中、原子力事業への適切な投資サイクルを維持するための制度設計が求められる。
- 原子力発電がエネルギーセキュリティ、環境問題の解決に貢献する電源であることを規制当局と事業者が共有し、安全確保を大前提としたうえで、安全審査の合理化を通じて、再稼動に必要となるプロセスの迅速化を図ることが必要である。
- 安全性強化、電力自由化、再生可能エネルギーの導入拡大、災害時の電力安定供給といった社会のニーズ・トレンドへの対応や原子力の持続的利用の実現に向けて、多様な原子力技術開発(新型炉、再処理技術、出力調整機能や運転継続機能の拡充、原子力エネルギーの多目的利用(熱利用等)、再生可能エネルギーとの共存に向けた技術開発)が引き続き重要である。

---

*Ryoichi Komiyama

The Univ. of Tokyo

2019年秋の大会

理事会セッション

社会課題への貢献に向けた学会の役割 —60 周年シンポジウムから—

Role of AESJ to Contribute to Solution of Social Issues - from 60th Anniversary Symposium -

(3) 将来の原子力の展望と学会の役割

(3) Perspectives on Future Nuclear - Role and Contribution of AESJ

*山口　彰

日本原子力学会 副会長，東京大学

原子力エネルギーは、現在においても将来にわたっても一定の役割を果たすと期待される。第 5 次エネルギー基本計画（2018 年 7 月）は、2030 年に向けての原子力を、“数年にわたって国内保有燃料だけで生産が維持できる低炭素の純国産エネルギー源として、優れた安定供給性と効率性を有しており、運転コストが低廉で変動も少なく、運転時には温室効果ガスの排出もないことから、安全性の確保を大前提に長期的なエネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源である”と位置付けた。2050 年に向けては、“あらゆる選択肢の可能性を追求するため野心的な複線シナリオを採用”し、特に“原子力は脱炭素化の実用段階にある選択肢”とした。原子力を長期にわたって安全に利用することは、エネルギーの確保と環境の保全を両立させる、高位の政策目標を達成するための現実的かつ有効な道筋である。

もちろん、原子力の将来を模索する道筋は平坦ではない。エネルギー基本計画は、“経済的に自立し脱炭素化した再生可能エネルギーの拡大を図る中で、可能な限り原発依存度を低減する”との方針を示し、原子力利用の適正な規模を見極めるとともに再生可能エネルギーとの共存をも求めている。また、“社会的な信頼回復がまず不可欠であり、福島第一事故の原点に立ち返った責任ある真摯な姿勢や取組みこそ重要であり、社会的信頼の獲得が鍵である”と記す。果たして将来の原子炉の姿はどのようであり、そこに至る道筋をどう描けばよいのであろうか。

世界を見渡せば、既設の軽水炉を 80 年間にわたって運転しようとする動き、大幅にコストを抑制できる魅力的な小型炉、電源供給に柔軟性をもたらすモジュラー炉、革新的な概念を導入する次世代炉、高レベル放射性廃棄物の有害度を低減する原子炉技術など、将来の原子炉の研究・技術開発を活性化する動きが盛んである。これらは、既存軽水炉をより有効に活用して経済価値を高めたり、受動的特性を生かして安全価値を追求する次世代炉であったり、資源有効性やエネルギーセキュリティ性能を向上させる概念であったり。まさに、原子力の価値の追求がいたるところでなされていると言えよう。

我が国において将来の原子力利用への持続的道筋を描き、そして社会的信頼を取り戻すために、日本原子力学会ができることは何かを考えたい。国際原子力機関の基本安全原則によれば、基本的な安全目的は、放射線リスクを生じる施設の運転又は活動の実施を過度に制限することなく、人及び環境を原子力の施設と活動に起因する電離放射線の有害な影響から防護することである。福島第一事故の経験と教訓を踏まえれば、人と環境に直接的に有害な放射線影響を与えないことだけにとどまらず、緊急時の対応により立地地域の方々に過大な精神的苦痛を与えないことも含むと考えるべきであろう。社会が原子力安全に求めるところを直視し、それに応える技術開発の方向性を示す必要がある。将来炉の原子力開発はエネルギーの価値と安全の価値を再構築し、社会的信頼の獲得をめざす試みである。安全を確保するとは、実現された安全の価値を技術論に基づいて、しかし理解しやすく説明できることではなかろうか。

公衆の健康や財産にかかる被害をもたらさず、緊急のあるいは長期にわたる避難を立地地域に強いる事態にならないよう、原子炉の設計・運転を行い、避難計画を含む緊急時対応を実際的なものとするべきとの提案は既に行われている。”Practically Eliminated”と”Evacuation Free”である。これは想定外とか避難不要といった“安全神話”への回帰とはまったく違う。原子力の価値と安全の価値を高めることにより将来の展望は開かれる。将来の原子力の姿を提示しその価値を訴えることが原子力学会の役割ではないか。

*Akira Yamaguchi, Vice president of the AESJ, The Univ. of Tokyo

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors[Co-organized by Social and Environmental Division]

[2A_PL03] Role of AESJ to Contribute to Solution of Social Issues

From 60th Anniversary Symposium

Chair:Yoshitaka Nishino(President of AESJ , JAEA)

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room A (Common Education Bildg. 1F C11)

[2A_PL0304]Discussion

*Yasuo Komano[1], *Shoji Tsuchida[2], *All presenters[3] (1. Ex-President, MHI NSE, 2. Kansai Univ.)

日本原子力学会は今年創立60周年を迎えました。4月25日には60周年シンポジウムを開催し、東京電力福島第一原子力発電所の事故への対応を含む学会活動を振り返るとともに、原子力の平和利用に対する信頼と新たな発展への展望を拓くために、各分野から基調講演をいただきました。本セッションでは、シンポジウムでの議論やアンケートの声も踏まえて、今後の学会活動のあり方にフォーカスして意見交換します。学会が今後10年（70周年までに）特に注力すべき取組みを、（１）温暖化などの地球環境問題への原子力が貢献できるポテンシャルや、（２）国のエネルギー政策での原子力の位置づけと学会の役割などの側面も含めて討論します。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[2A01-05] Liquid Waste Treatment 1

Chair:Uruga Kazuyoshi(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2A01] Basic study on treatment of liquid containing uranium using zeolites

(1)Adsorption characteristics of uranyl ion onto zeolites

*Noriko Asanuma[1], Haruaki Matsuura[2], Youko Takahatake[3], Takanori Hoshino[3], Sou Watanabe[3], Masayuki Watanabe[3] (1. Tokai Univ., 2. Tokyo City Univ., 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2A02] Basic study on treatment of liquid containing uranium using zeolites

(2)Adsorption characteristics of zirconium into zeolite

Hiroki Aso[1], Ayaka Toyosaki[1], Noriko Asanuma[2], Youko Takahatake[3], Takanori Hoshino[3], Sou Watanabe[3], Masayuki Watanabe[3], *Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. Tokai University, 3. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2A03] Development of composite iminodiacetic acid resin for nuclide recovery from high concentration sodium contaminated radioactive liquid waste

*Fukuka Kida[1], Fumiya Nakamura[1], Tsuyoshi Arai[1], Ryotatsu Matsushima[2], Yasuo Saito[2] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2A04] Development of tannic acid-type organic composite adsorbent and its application to advanced oxidation process

*Yu Tachibana[1], Masao Nomura[2], Masanobu Nogami[3] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Tokyo Tech, 3. Kindai Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2A05] Development of liquid waste treatment method with insoluble tannins

*Takahiro Konno[1], Takashi Eda[1], Masashi Kayano[1] (1. JAEA)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

ゼオライトを用いたウラン含有溶液処理プロセス開発のための基礎研究 （1）ウラニルイオンのゼオライトへの吸着特性

Basic study on treatment of liquid containing uranium using zeolites
(1) Adsorption characteristics of uranyl ion onto zeolites

*浅沼 徳子[1]，松浦 治明[2]，高畠 容子[3]，星野 貴紀[3]，渡部 創[3]，渡部 雅之[3]
[1]東海大，[2]東京都市大，[3]JAEA

試験研究施設では、核燃料物質と共に種々の不純物を含む溶液が発生する。この溶液中に含まれるウランを、安全かつ安定な処理方法で分離回収する必要がある。本研究では、ゼオライトを用いた吸着分離に基づく処理プロセスを開発するため、ウラニルイオンの吸着及び溶離特性に関する基礎検討を行った。

キーワード：ウラニルイオン，ゼオライト，吸着

1. 緒言

使用済み燃料の再処理や福島第一原子力発電所の廃炉に係る研究開発では、核燃料物質と共に種々の不純物を含む溶液が発生する。この溶液中に含まれるウランを不純物と分離し、化学的に安定化した状態で保管管理する必要がある。分離処理に際し、安全性や操作性に優れるだけでなく、発生する二次廃棄物による施設機器への影響ができる限り少ない方法が望まれる。無機吸着材は安定性に富み、通液処理による目的成分の分離回収が容易であることから、本研究ではゼオライトに着目し、ウラニルイオンの吸着及び溶離特性に関する基礎検討を行った。

2. 実験

ゼオライトは、IONSIV^{TM} A-51JHP (以後、A-51), 13X, LZY-54 (以後、LZY)（いずれもユニオン昭和(株)製）を使用した。各ゼオライトは飽和吸湿品であり、メッシュ 20×50 に篩い分けしたものを試験に用いた。試験溶液として、U(VI)濃度 1mM の硝酸ウラニル水溶液を吸着試験に使用した。固液比 1：300、25℃で所定の時間振とうした。溶液中の U(VI)濃度は、アルセナゾ III を用いた発色法により定量した。溶離特性は、U(VI)を吸着したゼオライトを用い、Na_2CO_3-$NaHCO_3$ 混合溶液または HNO_3 溶液中で所定の時間振とうし、U(VI)溶出量を評価した。

3. 結果及び考察

振とう時間と U(VI)吸着量の関係を図 1 に示す。LZY は平衡に達するのに 24 時間以上を要するが、U(VI)吸着量は最も高かった。13X は吸着速度が比較的速く、6 時間以上で平衡に達することが分かった。しかし、時間の経過に伴い溶液中の U(VI)濃度が上昇する傾向が見られたことから、吸着した U(VI)が脱離したものと推察する。A-51 は 10 時間程度で平衡に達したが、他の 2 種に比べて吸着量は低いことが分かった。

Na_2CO_3-$NaHCO_3$ 混合溶液を用いてバッチ法による溶離試験を行った結果、3 時間の振とうにより、初期吸着量に対して LZY は 76%、13X は 45%、A-51 は 31%の U(VI)が溶出したことを確認した。今後、HNO_3 溶液による溶離特性と比較し、最適な処理条件について検討する。

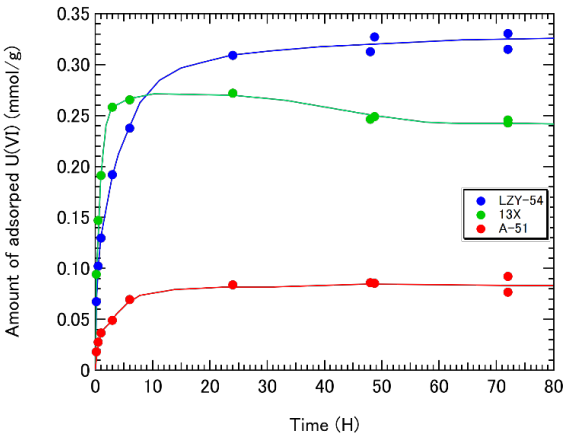


図 1　振とう時間と U(VI)吸着量の関係

*Noriko Asanuma[1], Haruaki Matsuura[2], Youko Takahatake[3], Takanori Hoshino[3], Sou Watanabe[3] and Masayuki Watanabe[3]
[1]Tokai Univ., [2]Tokyo City Univ., [3]JAEA

ゼオライトを用いたウラン含有溶液処理プロセス開発のための基礎研究

Basic study on treatment of liquid containing uranium using zeolites

(2) ジルコニウムのゼオライトへの吸着特性

(2)Adsorption characteristics of zirconium into zeolite

麻生 大貴[1]，豊崎 綾香[1]，浅沼 徳子[2]，高畠 容子[3]，
星野 貴紀[3]，渡部 創[3]，渡部 雅之[3]，*松浦 治明[1]
[1]東京都市大学，[2]東海大学，[3]日本原子力研究開発機構

ウランとジルコニウムの各種ゼオライトへの吸着特性および化学的構造状態の違いを系統的に調査し、ウランとジルコニウムを分離する最適な条件を調査した。ジルコニウムの分配係数の値はウランのそれと比較して 10^{-2} 以上小さいが、LZY のゼオライトの方が低 pH 下でゼオライトとしての特性を壊すことなく性能が維持され、相互分離に適することが明らかとなった。

キーワード：ゼオライト，ジルコニウム，ウラン，ICP-OES，EXAFS

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故より，発電所事故収束のための廃止措置に係る研究開発が進んでいる。その中で、炉内燃料デブリの処理方法の検討に向けた基礎データの蓄積のための研究開発が行われ、比較的高濃度のジルコニウムを含むウラン溶液が発生し今後処理を進める必要がある。しかし、ウランとジルコニウムの化学的挙動の類似性から、処理方法として使用済み核燃料の再処理で使用される PUREX 法をそのまま適用すると、処理溶液の希釈や抽出操作の繰り返しにより廃液量が増加する。そこでジルコニウムを含むウラン溶液を処理するための新たな方法の検討が必要である。本研究では、液体廃棄物の処理方法としてゼオライトを用いた処理を検討した。

2. 実験

50 mM の硝酸ジルコニウム溶液を蒸留水と硝酸及び水酸化ナトリウムを用いて 1 mM に希釈し、pH の異なる溶液を作製した。その後、13X(20×50)及び LZY(20×50)のゼオライトをそれぞれ 0.15 g 秤量しバイアル瓶へ入れ、さらに 45 ml の硝酸ジルコニウム溶液を加えた。時間(3-24 時間)と溶液の pH (pH3.1-4.7) を変化させ、振とうを行った。その後、固液分離を行い、その溶液の pH を測定しその変化を調べた後、誘導結合プラズマ発光分光分析装置を用いてジルコニウムの定量を行った。またゼオライト中の化学的存在状態の調査に高エネルギー加速器研究機構、PF, BL27B において EXAFS を用いて吸着状態の化学形態に関する分析を行った。

3. 結果と考察

図 1 に 13X(20×50)、LZY(20×50)のゼオライトで 24 時間振とうした場合の浅沼らによるウランの結果[1]及びジルコニウムの分配係数(K_d)を比較したものを示す。どちらのゼオライトも pH が大きくなると K_d が大きくなる傾向はウランと変わらなかったが、13X の場合は大幅に pH の大きい側に移動しており、これはジルコニウムが高 pH にてゼオライトの主骨格と反応している可能性を示唆する結果である。それは EXAFS によってもゼオライトの構造関数の違いに関して、ジルコニウムの方がより大きな差が生じていることからも明白である。図 1 よりジルコニウムよりウランのほうが 2 オーダー吸着しやすいことが分かり、LZY のゼオライトを使用し平衡時の pH が 4〜5 付近でウランとジルコニウムの選択的な分離が可能と結論づけ、本年度実液を用いた試験に同条件を適用する予定である。

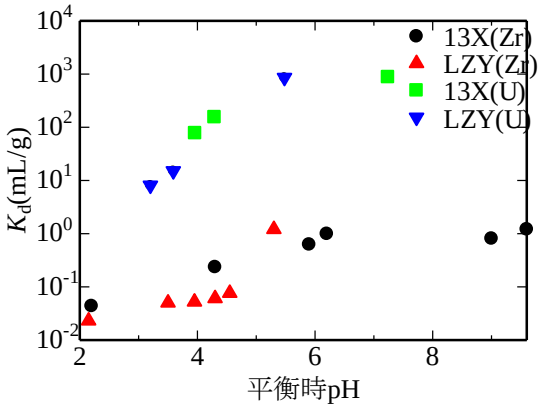


図 1　平衡時 pH と分配係数(K_d)の関係

参考文献

[1] 浅沼徳子ほか、日本原子力学会 2019 年秋の大会.
本研究は JAEA、東海大学との共同研究「試験供試試料からの U 分離プロセスの構築に関する共同研究」の成果である。

Hiroki Aso[1], Ayaka Toyosaki[1], Noriko Asanuma[2], Youko Takahatake[3],Takanori Hoshino[3], Sou Watanabe[3], Masayuki Watanabe[3], and *Haruaki Matsuura[1]
[1]Tokyo City University,[2]Tokai University, [3]Japan Atomic Energy Agency

Na 高含有放射性廃液からの核種回収を目指した 複合型イミノ二酢酸樹脂の開発

Development of composite iminodiacetic acid resin for nuclide recovery from high concentration sodium contaminated radioactive liquid waste

*木田 福香[1]，中村 文也[1]，新井 剛[2]，松島 怜達[3]，齋藤 恭央[3]
[1]芝浦工業大学大学院，[2]芝浦工業大学，[3]日本原子力研究開発機構

抄録：本研究では Na 高含有放射性廃液中の Na とその他核種の分離に適した吸着材の開発を行った。本研究で開発した複合型 IDA 樹脂(SIDAR)は，Na 高含有溶液から選択的に目的元素を吸着できることが示された。
キーワード：低レベル放射性廃液，イミノ二酢酸キレート樹脂

1. 緒言　日本原子力研究開発機構では，Na を多量に含有する低放射性濃縮廃液が貯蔵されている。これらの廃液は，種々の工程においてそれぞれ適切な条件による処理が必要であり，液性の分析が求められる。しかし，廃液の核種濃度を ICP-AES 等の発光分析に資する際，Na(I)の発光が他元素の定量を妨害し，正確な廃液組成の把握が困難である[1]。そこで重金属に対し高い選択性を有するイミノ二酢酸(IDA)キレート樹脂による低放射性濃縮廃液からの Na(I)の分離方法に着目した。本研究では，低放射性濃縮廃液中の Na とその他核種の分離能に優れた IDA キレート樹脂の開発を目的とした。

2. 実験方法　本実験では，多孔性 SiO_2 粒子に CMS-DVB 共重合体を被覆した担体に IDA 基を導入することで複合型 IDA 樹脂(SIDAR)を合成した。SIDAR の吸着性能の評価は，バッチ式吸着試験により各 pH における吸着平衡挙動および吸着速度の検討を行った。吸着試験溶液は，pH=1-5 の硝酸水溶液に Na(I)，Al(III)，Ca(II)及び Ce(III)が各々10 mM となるように調製し，SIDAR と吸着試験溶液を体積比 1：20 となるよう共栓試験管に注入し，298 K に設定した恒温振とう槽で 0.5-24 時間振とうした。試験前後の水相の金属濃度より吸着分配係数を算出し，吸着性能の評価指標とした。

3. 実験結果及び考察　Fig. 1 に SIDAR による吸着試験液の pH と各元素の吸着分配係数の相関を示す。Fig. 1 より，Na(I), Ca(II)は pH に因らず非吸着であった。一方，Al(III), Ce(III)は pH の増加に伴い高い吸着分配係数を示した。IDA キレート樹脂は中性域で良好な吸着性能を示すことが報告されており，本試験でも同様の挙動を示したと考えられる[2]。また，Na(I), Ca(II)と Al(III), Ce(III)との吸着挙動の差異は，IDA キレート樹脂に対する親和性の違いに因るものと考えられる。Fig. 2 に SIDAR および市販のイミノ二酢酸キレート樹脂による Al(III)の吸着分配係数の経時変化を示す。Fig. 2 より，市販樹脂は吸着平衡に達するのに 24 時間以上を要するのに対し，SIDAR は 30 分以内で吸着平衡に達することが確認された。これは，SIDAR の平均粒径が約 50 μm と微細であるため，吸着種との接触面積が大きいことに因ると考えられる。また，SIDAR は，多孔性の SiO_2 担体を用いているため吸着種の粒子内拡散が容易であるため，キレート反応が顕著に促進したと考えられる。これらの試験結果から，本研究で合成した SIDAR は，吸着量および吸着速度の観点から優れた性能を有することが示された。

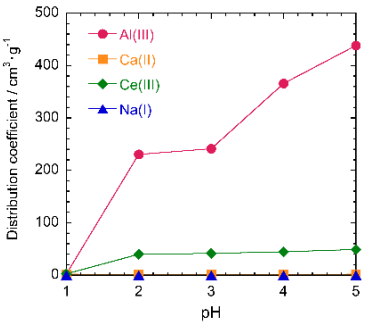


Fig. 1 pH as a function of the distribution coefficient of several ions

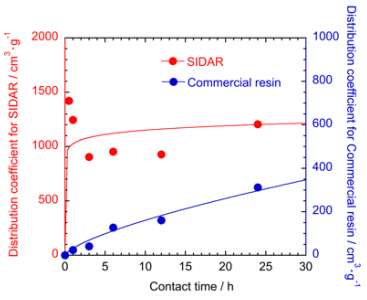


Fig. 2 Time course of distribution coefficient for Al(III)

参考文献

[1] 国立研究開発法人日本原子力開発機構：東海再処理施設の廃止に向けた計画, (2016), 74-78
[2] 古庄義明：分析化学, Vol. 57, No. 12 (2009), 972
本研究は、JAEA との共同研究「低放射性廃液の分析技術に関する基礎研究」の成果の一部である。

*Fukuka Kida[1], Fumiya Nakamura[1], Tsuyoshi Arai[2], Ryotatsu Matsushima[3], Yasuo Saito[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2] Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

タンニン酸系有機複合吸着剤の開発と高度浄水処理設備への応用

Development of Tannic Acid-type Organic Composite Adsorbent and
Its Application to Advanced Oxidation Process

*立花 優[1]，野村 雅夫[2]，野上 雅伸[3]
[1]長岡技科大, [2]東工大, [3]近畿大

四級アンモニウム基を持つスチレン-ジビニルベンゼン共重合体にタンニン酸をメチレン架橋させた複合吸着剤を開発した。海水や河川水中の多くの溶存模擬放射性核種に対して非常に高い吸着分離性能を持っていた。他の吸着剤に対するヨウ素イオンの飽和吸着量と比較して一桁以上大きな値を示した。

キーワード：タンニン酸，陰イオン交換樹脂，有機複合吸着剤，オゾン，同時吸着分離，クロマトグラフィー，沈殿物，河川水，海水，吸着機構

1. 緒言

粒状活性炭処理、オゾン処理、及び生物処理と凝集沈殿やろ過等を効果的に組み合わせた高度浄水処理設備が大都市を中心に稼働している。過酷事故対策の一環として、現在の高度浄水処理設備に放射性核種除去能力を付与した新しい浄水設備を提案し、従来の生物活性炭吸着処理工程でも活用できる新しい吸着剤の開発に取り組んできた[1]。現在までに 6 種類の複合吸着剤を合成し、12 種類にも及ぶ模擬放射性核種に対する吸着挙動を調べた結果、タンニン酸と四級アンモニウム基を持つ共重合体の組み合わせが最適とわかった[2]。その中でもヨウ素イオンに対する飽和吸着量が非常に大きかった。本発表では、この吸着現象に対する考察及び選定された複合吸着剤(PA316TAS 吸着剤)の耐久性試験結果を報告する。

2. 実験方法

Cs^+と Sr^{2+}、もしくは I (I^-と IO_3^-を含む)を含む河川水を調製した。ウォータージャケット付きガラスカラムに PA316TAS 吸着剤(粒径: 600 - 1180 μm)を充填した。テフロンチューブを用いて、ガラスカラム、高圧プランジャーポンプ、及びフラクションコレクターを連結した。25ºC の水をウォータージャケット内に循環させ、カラム内部の温度を一定に保った。Cs^+と Sr^{2+}、もしくは I (I^-と IO_3^-を含む)を含む河川水を一定量でカラム内に供給し、PA316TAS 吸着剤を用いた Cs^+, Sr^{2+}, 及び I (I^-と IO_3^-を含む)の吸着実験を行った。各元素の初期濃度と空隙量及び得られた破過曲線の関係式から PA316TAS 吸着剤に対する各元素の飽和吸着量を算出した。

3. 結果と考察

PA316TAS 吸着剤に対する Cs^+, Sr^{2+}, 及び I (I^-と IO_3^-を含む)イオンの破過曲線を Fig. 1 に示す。各々の破過曲線から飽和吸着量(mol / g)を算出した結果、1.7×10^{-4} (Cs^+), 7.8×10^{-5} M (Sr^{2+}), 及び 5.4×10^{-2} (I (I^-と IO_3^-を含む))が得られた。Cs^+と Sr^{2+}に対する飽和吸着量は、無機イオン交換体と比べ少し小さい値であったが[2]、I (I^-と IO_3^-を含む)に対しては、既報値(4.5×10^{-3} mol / g) [3]と比較しても、一桁以上大きな値であった。電荷移動錯体の形成が理由として考えられる[4]。

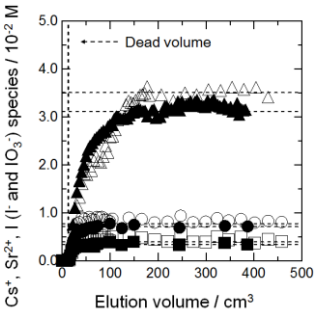


Fig. 1 Breakthrough curves of Cs^+, Sr^{2+}, and I (I^-, and IO_3^-) species using PA316TAS adsorbent (600 - 1180 μm) at 298 K. ○: Cs^+ □: Sr^{2+}, △: I (I^-, and IO_3^-) (without O_3), ●: Cs^+, ■: Sr^{2+}, ▲: I (I^- and IO_3^-) (with O_3).

謝辞

本研究は、JSPS 科研費 若手(B) (課題番号: 16K18346)の一環として実施した。

参考文献

[1] Tachibana, Y. et al., *J. Radioanal. Nucl. Chem.* **318** (1), 429-437(2018) [2] Tachibana, Y. et al., submitted to *Water Res.* [3] Yang, D. et al., *Angew. Chem. Int. Ed.* **50** (45), 10594-10598(2011) [4] Benesi, H.J. et al., *J. Am. Chem. Soc.* **71** (8), 2703-2707(1949)

---

*Yu Tachibana[1], Masao Nomura[2], Masanobu Nogami[3]

[1]Nagaoka Univ. of Tech., [2]Tokyo Tech, [3]Kindai Univ.

不溶性タンニンよる廃液処理技術開発

Development of liquid waste treatment method with insoluble tannins

*紺野　貴裕[1]，江田　考志[1]，茅野　雅志[1]，田口　一浩[2]，薄井　芳治[2]，川﨑　貴啓[2]

[1]JAEA，[2]検査開発(株)

廃棄物発生量低減のため、平成 4 年度以降、TRU 元素、U に対して高い吸着性を有し、焼却可能な不溶性タンニンを用いた分析廃液処理技術の開発を行ってきた。平成 22 年度には実機の据え付けが完了し、運転を行うにあたり設備の改善等を図り、本処理技術の実用化の見通しを得た。

キーワード：不溶性タンニン，分析廃液，プルトニウム，ウラン，吸着

1. 緒言

日本原子力研究開発機構　プルトニウム燃料技術開発センターの分析工程で発生する核燃料物質（Pu や U）を含む分析廃液は、核燃料物質を除去後に廃棄する必要がある。

従来の廃液の処理方法では中和殿物、スラッジ等の二次廃棄物が発生する。二次廃棄物は放射性廃棄物としての処理や保管管理等が必要となることから、発生しないことが望まれている。本研究では、不溶性タンニンに核燃料物質を吸着させ、可能な限り二次廃棄物の発生量を抑えた廃液処理の技術開発を行ってきた。

2.開発概要

不溶性タンニンが TRU 元素、U に対して高い吸着性を有していることに着目し、不溶性タンニンを用いた分析廃液処理技術の開発を行った。吸着により核燃料物質を除去することで、従来の処理で発生していた二次廃棄物は発生せず、また、不溶性タンニンは焼却可能であることから、廃棄物減容も期待できる。本研究は平成 4 年から行い、模擬廃液及び実際の廃液を用いたビーカースケールの試験を通じて、不溶性タンニンが廃液の処理に有効であることを確認した。我々は、これらの試験結果から、廃液処理の条件を検討し、処理に適した廃液の pH、不溶性タンニンを充填したカラム（以下「吸着塔」）の長さ、吸着塔への廃液の供給速度等を決定した。

平成 18 年度より実機の設計を行った。グローブボックス内の限定された空間では、処理条件として決定した長さの吸着塔を確保できないため、長さの短い吸着塔を複数配置することで十分な吸着能力を得る工夫を行った。さらに、pH 管理する計測器の設置等の工夫を行った。平成 22 年度には実機の据え付けが完了した。

本設備の設計上の処理能力は年間 150L であるが、運転開始当初は、吸着塔から系内へ不溶性タンニンが漏れることによる設備の停止等の問題が発生し、十分な処理能力を得ることはできなかった。不溶性タンニンの漏れを防ぐために活性炭フィルタを設置する等の改善を図り、設計上の処理能力に近い能力を得ることができた。

3. 結論

本研究では、不溶性タンニンに核燃料物質を吸着させ、可能な限り二次廃棄物の発生量を抑えた廃液処理の技術開発を行ってきた。実機において、従来の処理で発生していた二次廃棄物は発生せずに核燃料物質を除去できることを確認し、実用化の見通しを得た。

---

*Takahiro Konno[1], Takashi Eda[1], Masashi Kayano[1], Kazuhiro Taguchi[2], Yoshiharu Usui[2], Takahiro Kawasaki[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency., [2]Inspection Development Company Ltd.

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

Thu. Sep 12, 2019 4:05 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[2A06-10] Liquid Waste Treatment 2

Chair:Tsuyoshi Usami(CRIEPI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2A06] Study of deoxidization of nitrate ion from radioactive wastewater by ultraviolet rays

*Kouki Shimizu[1], Hyato Koyama[1], Masayoshi Hagiwara[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2A07] Development of treatment technology of spent solvent generated from fuel reprocessing process

(4)Analyses on Zr adsorbed IDA adsorbents by Micro PIXE and EXAFS

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

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2A08] Development of treatment technology of spent solvent generated from fuel reprocessing process

(5)Synthesis and performance evaluation of iminodiacetic acid adsorbent

*Fumiya Nakamura[1], Tsuyoshi Arai[1], Yoichi Arai[2], So Watanabe[2], Kazunori Nomura[2], Noriaki Seko[3] (1. Shibaura Inst. of Tech., 2. JAEA, 3. QST)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2A09] Study for decomposition of PCB contaminated radioactive liquid waste with PCB simulants by electron beam

*Satoshi Inagawa[1], Hiroyuki Mototsuji[1], Takatoshi Kawashima[3], Chihiro Urashima[2], Takayuki Oka[2], Tadashi Magari[2] (1. NFI, 2. KEPCO, 3. KEB)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2A10] Study of mixture ratio of incombustible fluorine oil treatment with Steam reforming system

For stable treatment of Radioactive waste oil

*Naoyuki Kanda[1], Masayoshi Hagiwara[1], Koichi Sakashita[1], Jun Kijima[1] (1. JAEA)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

硝酸イオンを含む放射性廃水の紫外線を用いた処理手法の開発

Study of deoxidization of nitrate ion from radioactive wastewater by ultraviolet rays

*清水　恒輝[1]，小山　勇人[1]，萩原　正義[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

高濃度に硝酸イオンを含む廃水（以下、「硝酸廃水」という。）は、亜硝酸化合物及び硝酸化合物の合計濃度を 100 mg/L（以下、「排水基準」という。）未満に処理する必要があるため、本件では硝酸廃水を処理でき、かつ二次廃棄物を低減できる紫外線を用いた処理手法の開発を行った。

キーワード：硝酸イオン、亜硝酸イオン、紫外線

1. 緒言

硝酸廃水を排水基準未満とするため、イオン交換樹脂で処理すると焼却処理が困難な廃樹脂が二次廃棄物として発生する。本件では硝酸廃水を処理でき、かつ二次廃棄物を低減できる処理手法として、高圧水銀ランプ（以下、「Hg ランプ」という。）の紫外線とアミド硫酸による還元[1]に着目した。本件では、硝酸廃水の処理量を増加させるため、発する紫外線の波長域が広いメタルハライドランプ（以下、「MH ランプ」という）を使用し、その有効性を明らかにするとともに、硝酸廃水の処理時間を確認した。

2. 試験方法

初めに、合成石英製の容器に入れた試料に MH ランプ 1 kW、Hg ランプ 400 W 及びその両ランプの紫外線を 5 時間照射した。照射後、イオンクロマトグラフで分析し、亜硝酸イオンの生成量を比較した。次に、両ランプの紫外線を同時照射し、亜硝酸イオンの生成が緩やかになったときアミド硫酸で亜硝酸イオンを還元した。水酸化ナトリウムで pH を再調整し紫外線を再照射した。これを硝酸イオンが検出されなくなるまで繰り返した。

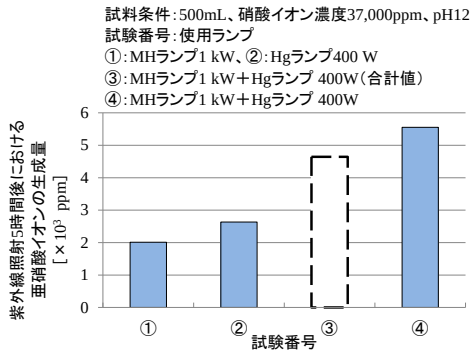


図 1 各紫外線ランプにおける亜硝酸イオンの生成量

3. 結果・考察

図 1 から、亜硝酸イオンの生成量は MH ランプ及び Hg ランプを併用すると各ランプ単体における亜硝酸イオン生成量の合計値（③）に比べ約 1.2 倍増加し、MH ランプは有効であった。Hg ランプの紫外線は 365nm を主波長とする線スペクトルに対し MH ランプの紫外線は連続スペクトルであるため、硝酸イオンの還元に必要な約 200nm と約 300nm の紫外線[2]にマッチし、還元反応を促進したと考えられる。

図 2 から、硝酸廃水は紫外線の照射と 10～20 時間毎に添加するアミド硫酸で還元され、約 68 時間後に排水基準未満となった。

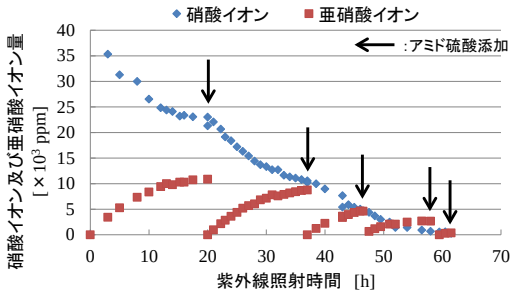


図 2 長時間紫外線照射による硝酸イオン及び亜硝酸イオンの変化

参考文献

[1] 小坂 幸夫, 他 “紫外線照射 - 薬剤添加法による排水中の窒素成分の処理” 東京都立産業技術研究所研究報告,5,2002

[2] 東京工業大学 原子炉工学研究所, 他 “光溶液化学反応過程の基礎研究” PNC TY8607 95-001,1995

---

*Koki Shimizu[1], Hayato Koyama[1] and Masayoshi Hagiwara[1]

[1]JAEA

使用済み燃料再処理プロセスから発生する廃溶媒処理技術の開発
(4) マイクロ PIXE 及び EXAFS を用いたイミノ二酢酸吸着材に吸着した Zr の分析

Development of treatment technology of spent solvent generated from fuel reprocessing process
(4) Analyses on Zr adsorbed IDA adsorbents by Micro PIXE and EXAFS

*荒井 陽一[1,2], 渡部 創[1], 大野 真平[1], 野村 和則[1], 中村 文也[3], 新井 剛[3], 瀬古 典明[4], 保科 宏行[4], 久保田 俊夫[2]
[1]日本原子力開発機構, [2]茨城大学, [3]芝浦工業大学, [4]量子科学技術研究開発機構

STRAD プロジェクトの一環として、燃料再処理プロセス R&D で発生した廃溶媒からの金属物質の回収方法に、固体吸着材の適用を検討している。吸着材に吸着した Zr についてマイクロ PIXE による微量 Zr の定量分析が可能であり、また EXAFS により水溶液、溶媒からの Zr の吸着メカニズムは異なるとの結果を得た。

キーワード：STRAD プロジェクト, 廃溶媒処理, 吸着材, イミノ二酢酸, Zr

1. 緒言

STRAD(Systematic Treatments of RAdioactive liquid wastes for Decommissioning)プロジェクトの一環として、PUREX 法などの試験研究で発生した廃溶媒の処理技術開発を実施している。PUREX 溶媒に含まれるリン酸トリブチル(TBP)は放射線劣化等によりリン酸ジブチル(DBP)等の劣化物を生じる。既報[1]では、廃溶媒に残留する核燃料物質の回収方法として、固体吸着材の適用性を調査し、イミノ二酢酸(IDA)の官能基を有する吸着材が優れた吸着性能を示すことを報告した。本報では、Pu と類似の DBP 錯体構造となる Zr を模擬物質とし、吸着材に吸着した微量 Zr 量を測定するために粒子単位で Particle Induced X-ray Emission (PIXE)を分析し、また、Extended X-ray Absorption Fine Structure(EXAFS)による吸着材の分析から Zr 吸着状態の評価を行った。

2. 試験

1 M 硝酸溶液に 10 mM となるよう Zr を溶解した Zr 水溶液と、10 mM 相当の Zr を装荷した模擬廃溶媒（1 M-TBP + 150 mM-DBP in n-ドデカン）を調製した。三菱ケミカル製イミノ二酢酸型イオン交換樹脂（CR11）または多孔質シリカ表面に被覆したポリマーにグラフト重合によりイミノ二酢酸を合成した吸着材（クラフト重合吸着材）を用いて、Zr 水溶液や模擬廃溶媒から Zr を吸着した。模擬廃溶媒に対する各吸着材の吸着反応の時間依存性を確認するため、模擬廃溶媒との振とう時間をパラメータとした。得られた吸着材試料について、マイクロ PIXE を用いて単位照射量当たりの Zr カウント数を、Zr-K 吸収端 EXAFS では吸着した Zr に配位する元素を測定した。

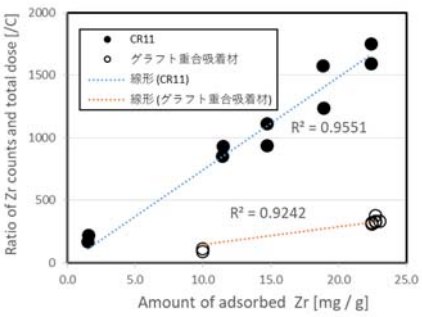


図 1 Zr 吸着量の検量線

3. 結果

単位線量当たり(C^{-1})の Zr のカウント数と Zr 吸着量から検量線を作成した(図 1)。相関性の高い検量線が得られたことから、粒子の PIXE 分析から吸着材全体の吸着量を評価可能であるとの成果を得た。この検量線を利用し、模擬廃溶媒からの Zr 吸着に対する時間依存試験における Zr 吸着量を求めた(図 2)。今回の測定範囲では、グラフト重合吸着材は処理時間に比例して Zr 吸着量は増加する傾向にあることを確認した。EXAFS 測定の結果からは、いずれの吸着材も Zr 水溶液から吸着した場合は硝酸が Zr に配位し、模擬廃溶媒から吸着した Zr ではイミノ二酢酸の酸素と配位していることがわかった。この結果より、イミノ二酢酸系吸着剤による水溶液からの Zr 吸着と溶媒からの Zr 吸着では、吸着反応メカニズムが異なることが示唆された。

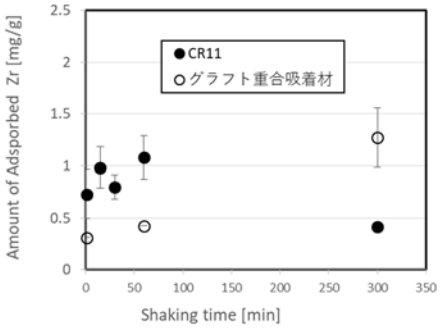


図 2 模擬廃溶媒から回収した Zr 量の推定量
*測定数　CR11 n=3
グラフト重合吸着材 n=1 or 2

参考文献　[1] 中村文也, 他　日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集 3G06, (2018)

*Yoichi Arai[1,2], Sou Watanabe[1], Simpei Ohno[1], Kazunori Nomura[1], Fumiya Nakamura[3], Tsuyoshi Arai[3], Noriaki Seko[4], Hiroyuki Hoshina[4] and Toshio Kubota
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ibaraki Univ., [3]Shibaura Institute of Technology, [4]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

使用済み燃料再処理プロセスから発生する廃溶媒処理技術の開発
(5)イミノ二酢酸吸着材の合成と性能評価

Development of treatment technology of spent solvent generated from fuel reprocessing process
(5)Synthesis and performance evaluation of iminodiacetic acid adsorbent

*中村 文也[1], 新井 剛[2], 荒井 陽一[2], 渡部 創[2], 野村 和則[2], 瀬古 典明[3]
[1]芝浦工大, [2]原子力機構, [3]量研機構

STRAD プロジェクトの一環で, 廃溶媒中からの放射性物質吸着除去法としてイミノニ酢酸型吸着材の適用を検討した. 本研究により, 自製の多孔性シリカ粒子を担体とした有機無機複合型イミノ二酢酸樹脂(SIDAR)は, 有機溶媒に装荷した Zr を迅速且つ高効率に回収可能であるとの成果を得た.

キーワード：使用済み PUREX 溶媒, U, Pu の回収, Zr, 吸着材

1. 緒言

原子力施設で発生する放射性廃液の処理技術の確立を目的とした STRAD(Systematic Treatments of RAdioactive liquid wastes for Decomissioing)プロジェクトの一環として, PUREX 法等の試験研究で発生した廃溶媒の処理技術開発に着手している. 抽出剤として利用されるリン酸トリブチル(TBP)は放射線等によりリン酸ジブチル(DBP)等に分解され Pu などの金属と強固な錯体を形成し溶媒中にとどまる[1]. イミノ二酢酸(IDA)基によるキレート形成を利用した処理法の適用性を調査し, 廃溶媒に装荷した金属を吸着分離可能であることを確認した[2]. 実用化に向けて吸着性能の向上を図るために大きな表面積構造を持つ多孔性 SiO_2 粒子に着目し, その表面に添着したポリマー層に IDA 基を導入することで有機無機複合型 IDA 樹脂(SIDAR)を合成した. 本報では, 市販の IDA 樹脂(Murochelate)と吸着性能を比較及び評価した結果について報告する.

2. 実験方法

SIDAR は, 多孔性 SiO_2 粒子にクロロメチルスチレン–ジビニルベンゼン共重合体を被覆した担体に, 1, 2-ジクロロエタンを溶媒としてイミノ二酢酸ジエチルを加え 353 K で 16 時間反応させ, 濃硫酸により 333 K で 6 時間加水分解することで合成した. Pu(IV)の模擬として Zr(IV)を抽出した模擬廃溶媒(DSP-10 [Dodecane : TBP : DBP = 70 : 27 : 3])を用いたカラム試験を実施し, 破過曲線の取得により吸着性能を評価した. カラム試験は, ϕ10 mm×h 50 mm の耐圧ガラスカラムに吸着材を充填し, カラム上端から流速 0.2 $cm^3 \cdot min^{-1}$ で模擬廃溶媒を通液した. カラム下端から流出液を 2 cm^3 毎に分画採取し, 各フラクションの金属濃度から破過曲線を得た.

3. 結果及び考察

Fig.1 に SIDAR 及び Murochelate の Zr(IV)濃度の破過曲線を示す. Fig.1 より, SIDAR は 20 Bed Volume (BV) 付近で, Murochelate は 14 BV 付近で Zr(IV)の破過を確認した. SIDAR の吸着量は 4.1 $mmol \cdot cm^{-3}$, Murochelate は 2.4 $mmol \cdot cm^{-3}$ と, SIDAR の単位体積当たりの吸着量は Murochelate の約 1.7 倍となり, 吸着に優れることを示した. また, Zr(IV)の漏出については, SIDAR は 15 BV に到達するまで確認されなかったが, Murochelate は通液直後から Zr(IV)の僅かな漏出を確認した. これは, 各吸着材の充填密度及び吸着速度の差に起因すると推察される. SIDAR と Murochelate の平均粒径はそれぞれ 0.05 mm, 0.3- 1.25 mm である. 粒径の小さい SIDAR を用いることで高充填化が達成され, カラム内部の空隙が減少した結果, 溶媒と交換基の接触時間が十分に確保されたと考えられる. さらに SIDAR は多孔性 SiO_2 粒子を基体とするため吸着材の表面積が増大し, 吸着種の内部拡散速度の向上に効果的であった. これらより, SIDAR は廃溶媒中からの放射性物質吸着除去に適した吸着材であることを示した.

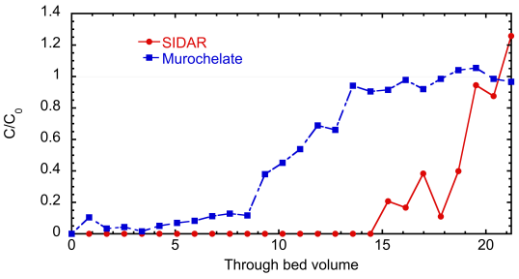


Fig. 1 Breakthrough curves of IDA resins

参考文献
[1] Takeshi TSUJINO, et al.: J. Nucl. Sci. Technol.,3,4 pp144-149 (1966)
[2] 中村文也, 他 日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集 3G06, (2018)

*Fumiya Nakamura[1], Tsuyoshi Arai[1], Yoichi Arai[2], So Watanabe[2], Kazunori Nomura[2], Noriaki Seko[3]
[1]Shibaura Institute of Technology, [2]JAEA, [3]QST

PCB 模擬廃液を使用した放射性廃液中 PCB 無害化処理への電子線照射の適用性検討

Study for decomposition of PCB contaminated radioactive liquid waste with PCB simulants by electron beam

*稲川 聡[1]，元辻 弘行[1]，川島 崇利[2]，浦島 千裕[3]，岡 隆之[3]，鈎 忠志[3]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]関西電子ビーム株式会社，[3]関西電力株式会社

原子力発電所等の放射性物質を取り扱う施設で保管されている放射性廃液のうち PCB（ポリ塩化ビフェニル）で汚染した液体廃棄物を対象に、電子線照射による PCB 分解・無害化の可能性について検討を行っている。本報では PCB を模擬したブロモビフェニルやトリクロロベンゼンを添加した絶縁油に電子線を照射した試験結果について報告する。

キーワード：PCB、電子線、脱塩素化

1. 緒言

PCB 濃度が 5,000mg/kg 以下と定義される低濃度 PCB 廃棄物は現在、焼却処理や金属 Na による化学分解等により専用施設にて無害化処理が行われている。しかし、原子力発電所等に保管されている PCB 液体廃棄物は、容易に施設外に持ち出すことができないため、これらの手法で無害化することが不可能である。そこで、電子線による PCB 分解・無害化する方法を検討することとした。電子線による PCB 分解・無害化のメリットは、PCB 液体廃棄物と非接触で無害化処理できることであり、設備（可搬式の電子線照射設備等）を原子力関連施設内外に比較的容易に移動させることが可能であることが挙げられる。

2. 電子線照射試験

PCB は第 1 種特定化学物質に指定されており、特別な管理のもと取扱う必要があるため、PCB と性状が近いと考えられる 4-ブロモビフェニルやトリクロロベンゼンを絶縁油に添加したサンプルを作成し、図 1 に示すポリエチレン製の袋に封入して電子線施設にて照射を行い、照射前後の各物質濃度の変化を確認した。なお、サンプルには文献より脱ハロゲン反応に重要とされた KOH 及びイソプロパノールを添加した。



図 1 照射試験体

3. 試験結果

初期濃度が 2～50ppm の 4-ブロモビフェニルサンプルを電子線照射した試験結果を図 2 に示す。図より全ての濃度において電子線照射と共に濃度が低下し、500kGy の照射により分析の測定下限である 0.2ppm 以下まで分解（4-ブロモビフェニルの濃度低下）が進むことが確認された。

また、トリクロロベンゼンについても同様に電子線照射により分解が進むことが確認された。

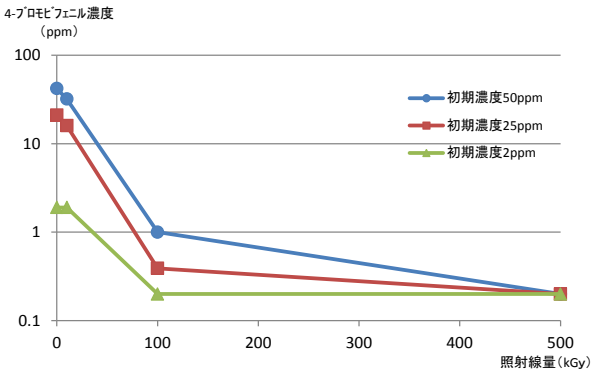


図 2 集積照射線量による 4-ﾌﾞﾛﾓﾋﾞﾌｪﾆﾙの濃度変化（測定下限値：0.2ppm）

参考文献

[1] PCB 使用製品および PCB 廃棄物の期限内処理に向けて（環境省、経済産業省）
[2] 電子線照射による PCB の脱塩素化技術（日本機械学会誌 199.10 ol.101 No.959 P787）
[3] 電子線によるポリ塩化ビフェニールの分解（放射線利用技術データベース 010196）

*Satoshi INAGAWA[1],Hiroyuki MOTOTSUJI[1], Takatoshi KAWASHIMA[2],Chihiro URASHIMA[3],Takayuki OKA[3],Tadashi MAGARI[3]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]Kansai Electron Beam Co., Ltd. [3]Kansai Electric Power Co., Inc.

水蒸気改質処理法を用いた不燃性のフッ素油の処理における混合比の検討
ー放射性廃油の連続処理に向けてー

Study of mixture ratio of incombustible fluorine oil treatment with Steam reforming system
-For stable treatment of Radioactive waste oil -

*神田 直之[1]，萩原 正義[1]，坂下 耕一[1]，木島 惇[1]
[1]日本原子力研究開発機構

核燃料サイクル関連施設の廃止措置に向けて、廃油の水蒸気改質処理技術の開発を実施している。フッ素油の分解に伴い生ずる煤等で装置付属の排気フィルターに閉塞が生じ、連続処理が困難になることが課題である。そこで、可燃性の鉱物油等とフッ素油の混合試料を用いた連続処理試験を実施し、連続処理が可能なフッ素油の混合比を明らかにした。

キーワード：水蒸気改質処理，放射性廃油

1. 緒言

JAEA では水蒸気改質(以下、「SR」という。) 法による廃棄物処理技術の開発[1]を実施してきており、核燃料サイクル関連施設で保管されている不燃性のフッ素油の処理方法として SR 処理の適用を検討している。しかし、フッ素油を SR 処理した場合、装置付属の排気フィルターに閉塞が生じることから、鉱物油等との混合が必要となり、保管されている廃油の処理に向けて連続処理が可能なフッ素油の混合比を明らかにすることを目的に SR 処理試験装置による試験を実施した。

2. 試験方法

フッ素油の混合比を 10%～40%に調整した試料（表１）を 3kg/ h の速度で供給し、連続処理の指標として、排気フィルター前段圧力を P1、排気フィルター後段圧力を P2、差圧を⊿P（P1-P2）とした。⊿P が 2kPa(排気フィルターを回復させる焼出作業の目安)になるまでの時間が 8h(1 交代勤務時間)継続することをもって処理可能と判断した。

3. 結果・考察

各試験における⊿P の推移を図 1 に示す。フッ素油の混合比が 10,15,20%については差圧の上昇がみられなかった。一方で、30%と 40%については、⊿P が試験開始から約 4h と約 6h 後に増加していることを確認した。試験の結果より、SR 処理試験装置にて 8 h の連続処理が可能なフッ素油の混合比は 20%である。

表１　各混合比における試料の重量

フッ素油の混合比	※F0-10	F0-15	F0-20	F0-30	F0-40
フッ素油(kg)	2.4	3.6	4.8	7.2	9.6
鉱物油等(kg)	21.6	20.4	19.2	16.8	14.4
合計(kg)	24	24	24	24	24

※F0-10：(フッ素油の混合比 10%)

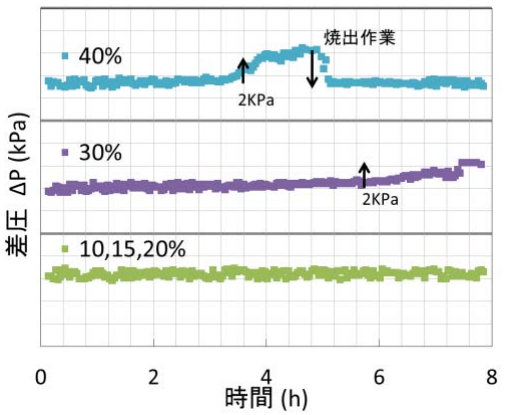


図１ 各試験における差圧(⊿P)

なお、差圧が 2kPa に上昇したことを目安に排気フィルターの焼出作業を実施することで差圧が回復したことから、差圧上昇の原因は煤である可能性が高い。

参考文献

[1] 中川 明憲，他“水蒸気改質処理法によるウランで汚染された廃 TBP/n-ドデカン処理技術開発”JAEA-Technology 2010-014

*Naoyuki Kanda[1], Masayoshi Hagiwara[1], Koichi Sakashita[1] and Jun Kijima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[2B01-04] Radiochemical Analysis at Fukushima Daiichi NPS Site 1

Chair:Kazuo Yamada(NIES)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2B01] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(15)Introduction of Bayesian data analysis technique to the modelling estimation method

*Daisuke Sugiyama[1], Ryo Nakabayashi[1], Yoshikazu Koma[2,3], Youko Takahatake[2,3], Yoshio Aoki[3] (1. CRIEPI, 2. JAEA, 3. IRID)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2B02] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

(5)Estimation method of the origin of contamination in the reactor

*Masaaki Kaneko[1], masashi ichikawa[1], Ayako Nitta[2,3], Hiroshi Hinai[2,3], Atsuhiro Shibata[2,3], Yoshikazu Koma[2,3] (1. NFD, 2. JAEA, 3. IRID)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2B03] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

(6)Estimation of the origin of radionuclides related to the contamination in Units 1 and 2

*Masashi Ichikawa[1], Masaaki Kaneko[1], Hiroshi Hinai[2,3], Ayako Nitta[2,3], Atsuhiro Shibata[2,3], Yoshikazu Koma[2,3] (1. NFD, 2. JAEA, 3. IRID)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2B04] Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

(7)Actinide nuclides in the contaminated water

*Hiroshi Hinai[1,2], Ayako Nitta[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2], Yoshikazu Koma[1,2], Masaaki Kaneko[3], Masashi Ichikawa[3] (1. JAEA, 2. IRID, 3. NFD)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発
（15）解析的推算方法へのベイズ統計手法導入の検討

Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(15) Introduction of Bayesian data analysis technique to the modelling estimation method

*杉山 大輔[1]、中林 亮[1]、駒 義和[2,3]、高畠 容子[2,3]、青木 義雄[3]

[1]電力中央研究所、[2]日本原子力研究開発機構、[3]国際廃炉研究開発機構

福島第一原子力発電所で発生する廃棄物の核種インベントリを解析的に推算する方法について、含まれる不確実性をベイズ統計で評価する手法の導入を検討した。この方法によって、実廃棄物などの分析データの蓄積に伴い、推算の確信度が向上する過程を定量的に示すことが可能となる。

キーワード：福島第一事故廃棄物、解析的インベントリ推算手法、不確実性、輸送比、ベイズ統計手法

1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生する廃棄物(福島第一事故廃棄物)の処理・処分の検討に必要な核種インベントリに関して、実廃棄物等の分析に並行して、解析的な検討による推算を進めてきた[1]。前報[2]では、実廃棄物等の分析データを対数正規分布に従うとして整理できる見込みを示した。これに基づき本報では、推算精度を向上する具体的方法として、ベイズ統計手法の導入を検討した結果を示す。

2. ベイズ統計手法の導入によるインベントリ推算の確信度の表示

福島第一事故廃棄物は、汚染のプロセスが幅広いことなどから、分析データの蓄積は必ずしも核種インベントリの統計的分布幅の低減に直結しない可能性がある。そこで本研究では、ベイズ統計手法を導入して、統計的分布を表記するパラメータ(平均値や標準偏差)を確率変数として推定する方法を構築した。この方法では、解析的な推算で汚染プロセスの記述に使用する核種移行パラメータに含まれる不確実性の低減を、信用区間(ベイズ信頼区間)の変化として表現できる。図に示すように、分析データの充実に伴い、輸送比(ある元素の移行割合の、基準とする核種に対する比[3])の分布幅は変化しないが、その分布形を生ずることに関する確信度が向上(信用区間の幅が減少)する。これによって、廃棄物の核種インベントリ推算の確信度を分析データの蓄積を反映して向上していく過程を定量的に示すことが可能となる。

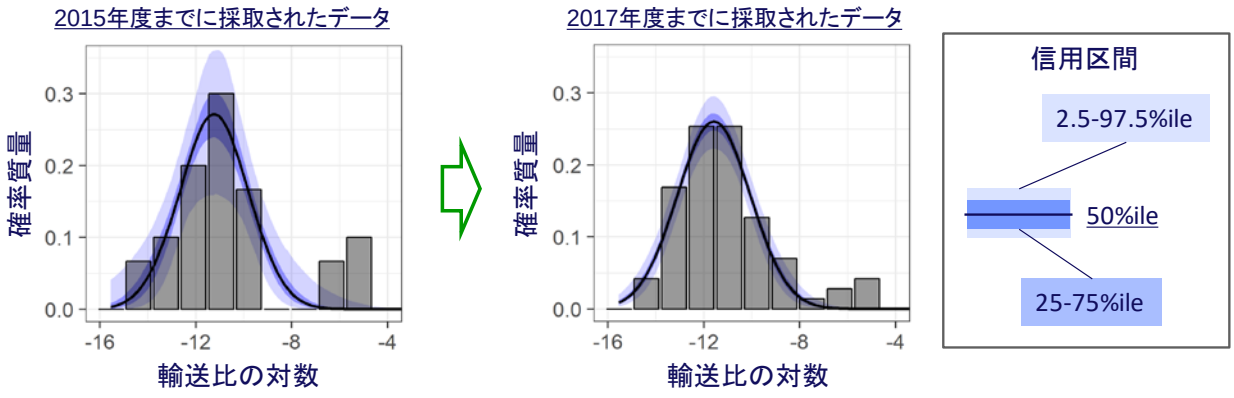


図　建屋内瓦礫等の分析データの分布

※この成果は、経済産業省／平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] Sugiyama et al., Journal of Nuclear Science and Technology, published online: 28 March 2019.　[2] 杉山ほか、日本原子力学会 2018 年秋の大会、2G07.　[3] Koma et al., Nuclear Materials and Energy, Vol.10, pp.35-41, 2017.

*Daisuke Sugiyama[1], Ryo Nakabayashi[1], Yoshikazu Koma[2,3], Youko Takahatake[2,3] and Yoshio Aoki[3]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

福島第一原子力発電所内採取試料分析データによる核種移行の検討
(5) 炉内汚染物の由来に関する推定方法

Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

(5) Estimation method of the origin of contamination in the reactor

*金子 昌章[1]，市川 真史[1]
比内 浩[2,3]，二田 郁子[2,3]，柴田 淳広[2,3]，駒 義和[2,3]，
[1]日本核燃料開発，[2]日本原子力研究開発機構，[3]国際廃炉技術研究開発機構

福島第一原子力発電所(1F)の 1 号機 PCV 内底部の滞留水中に存在する堆積物や、2 号機 TIP 配管内の閉塞物の核種分析、元素分析を実施し、汚染起源由来を推定する手法を検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所、炉内汚染物、核種分析

1. 緒言

1F では事故に由来した核燃料物質等に汚染された炉内汚染物が発生している。本報告では、核種分析、元素分析により、汚染由来を推定する方法について検討した。（推定結果は、次の「(6) 1 及び 2 号機炉内汚染物に関する放射性核種の由来の推定」で報告する。）

2. 試料および分析方法

1 号機 PCV 内底部の堆積物と 2 号機 TIP 配管内の閉塞物それぞれを王水及びフッ酸を加え加熱（液温：最大約 85℃程度）溶解し、図 1 の化学分離フローにより元素分離を行った。この化学分離では、2 mol dm^{-3}HF 溶液でほぼ全量溶解した試料を出発点とし、陰イオン交換樹脂及び陽イオン交換樹脂を用いてグループ分離した。さらに核種毎に精密分離し、放射能測定及びICP-MSによる元素の測定を行った。

また、このグループ分離手法と低エネルギー光子測定用の Ge 半導体検出器（ORTEC 製 GLP-36360/13P4-S 型）を組合わせた難測定核種（^{55}Fe、^{121m}Sn など）の測定方法を検討した。

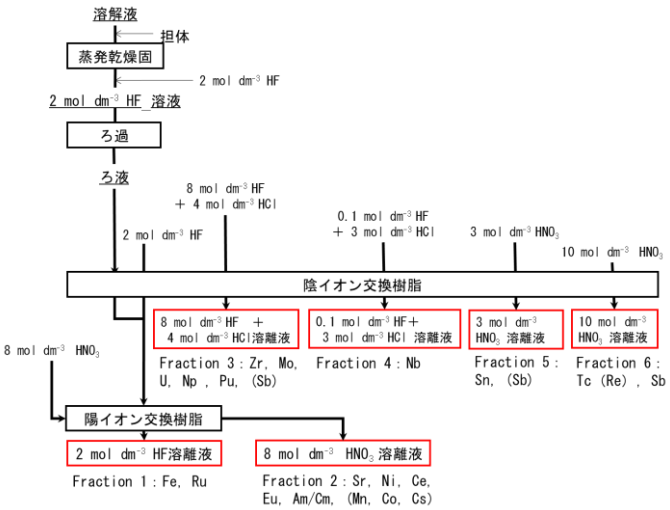


図 1　化学分離フロー

3. 炉内汚染物由来の推定方法に関する検討

汚染由来の起源として評価基準（燃料：^{238}U、構造材：Fe や ^{60}Co、燃料被覆管：Zr など）を想定し、分析値と計算値（燃焼計算 1)または放射化計算 2)から求めた放射能量）の比較から推定方法を検討した。

推定には、汚染由来を推定するための目的核種の放射能量の分析値及び計算値について基準核種で除した割合を「由来判定比」として次のように定義し、用いた。

$$\text{由来判定比} = \frac{\text{分析値(目的核種の放射能量)}}{\text{分析値(基準核種の放射能量)}} \div \frac{\text{計算値(目的核種の放射能量)}}{\text{計算値(基準核種の放射能量)}}$$

汚染由来の起源が同じである場合はその比がおおよそ一桁の範囲内で同程度と考えられることを利用し、核種分析、元素分析の結果から炉内汚染物の由来を推定する手法を検討した。※本成果は、経済産業省／平成 28 年補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」の一部である。

参考文献 1)「JAEA-Data-Code-2012-018」、2)「余裕深度処分対象廃棄物に関する基本データ集（一部改訂），平成 28 年 8 月 23 日，電気事業連合会」.

*Masaaki Kaneko[1], Masashi Ichikawa[1], Hiroshi Hinai[2,3], Ayako Nitta[2,3], Atsuhiro Shibata[2,3], Yoshikazu Koma[2,3]
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

福島第一原子力発電所内採取試料分析データによる核種移行の検討
(6) 1 及び 2 号機炉内汚染物に関する放射性核種の由来の推定

Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

(6) Estimation of the origin of radionuclides related to the contamination in Units 1 and 2

*市川 真史[1]，金子 昌章[1]
比内 浩[2,3]，二田 郁子[2,3]，柴田 淳広[2,3]，駒 義和[2,3]，
[1]日本核燃料開発，[2]日本原子力研究開発機構，[3]国際廃炉技術研究開発機構

福島第一原子力発電所(1F)の 1 号機 PCV 内底部の滞留水中に存在する堆積物や、2 号機 TIP 配管内の閉塞物について、実試料の核種分析及び元素分析の結果から、その汚染由来を推定評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所、炉内汚染物、核種分析

1. 緒言

1 号機 PCV 内底部の堆積物（1 号 PCV 堆積物）と 2 号機 TIP 配管内の閉塞物（2 号 TIP 配管内閉塞物）の核種・元素分析結果と、燃料の燃焼計算値や構造材（ステンレス鋼）、ジルカロイの放射化計算値を比較することにより、1 号 PCV 堆積物や 2 号 TIP 配管内閉塞物に含まれる放射性核種の由来を推定した。

2. 結果と考察

1 号 PCV 堆積物について前報「(5) 炉内汚染物の由来に関する推定方法」で報告した推定方法に基づき整理した結果を図 1 に示す。比較する際の評価基準は、燃料は ^{238}U、ステンレス鋼は ^{60}Co、ジルカロイは Zr とした。由来判定比が 1 桁の範囲にある場合は、その材料起源であると推定した。PCV 堆積物では、アクチノイドや ^{90}Sr、^{99}Tc、^{144}Ce などの核分裂生成物は燃料由来であり、また、^{55}Fe、^{63}Ni はステンレス鋼由来であると推定された。2 号 TIP 配管内閉塞物についても同様に評価した結果、アクチノイドが燃料由来、^{93}Zr などがジルカロイ由来、^{55}Fe、^{63}Ni がステンレス鋼由来と推定された。一方、1 号 PCV 堆積物、2 号 TIP 配管内閉塞物ともに、由来判定比が数十以上の核種もあり、汚染由来の推定ができない場合があった。今後、これらの要因を整理し、より高度な推定手法の検討を進めていく。

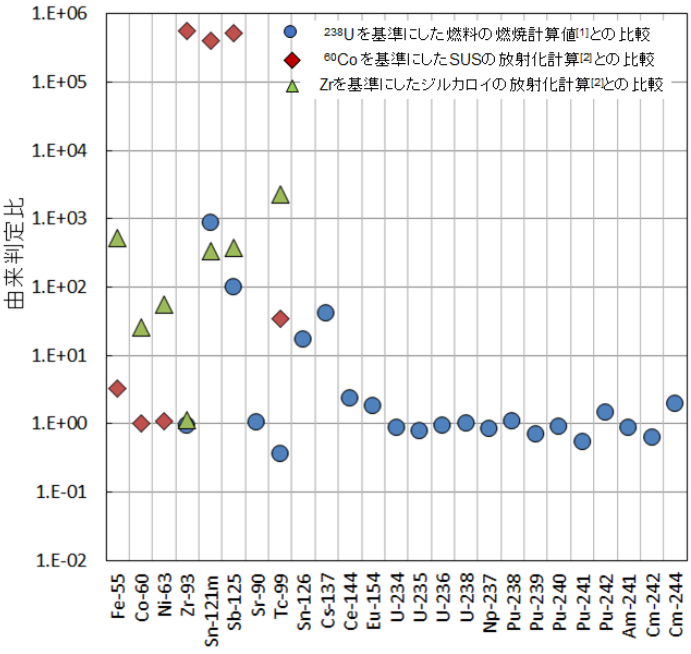


図 1　1 号 PCV 堆積物中の核種の由来判定比による整理

※この成果は、経済産業省／平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の一部である。

参考文献　[1] JAEA-Data-Code-2012-018、[2]「余裕深度処分対象廃棄物に関する基本データ集（一部改訂）」，平成 28 年 8 月 23 日，電気事業連合会

*Masashi Ichikawa[1], Masaaki Kaneko[1], Hiroshi Hinai[2,3], Ayako Nitta[2,3], Atsuhiro Shibata[2,3], Yoshikazu Koma[2,3]
[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

福島第一原子力発電所内採取試料分析データによる核種移行の検討
(7) 汚染水中のアクチノイド核種

Investigation of the radionuclide transfer based on the radiochemical analysis of the genuine samples at Fukushima Daiichi NPS site

(7) Actinide nuclides in the contaminated water

*比内 浩[1,2]，二田 郁子[1,2]，柴田 淳広[1,2]，駒 義和[1,2]，市川 真史[3]，金子 昌章[3]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 国際廃炉研究開発機構 IRID，[3] 日本核燃料開発

福島第一原子力発電所の建屋内の滞留水や水処理設備で処理された処理水の放射化学分析を行った。汚染水の分析結果から処分安全上重要なアクチノイド核種のうち、Np と Pu, Cm では明らかな移行挙動の違いが見られた。汚染水の分析結果から得られたこれらの移行挙動の違いを報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所、汚染水、核種分析、アクチノイド

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）では、原子炉への連続注水のため燃料デブリと接触し、放射性物質の一部が移行した汚染水が継続的に発生している。発生した汚染水はタービン建屋（T/B）や集中廃棄物処理建屋（RW）等を経由し、セシウム除去設備や多核種除去設備等の水処理設備にて処理されている。建屋内の滞留水や水処理設備で処理された処理水（滞留水及び処理水を合わせて汚染水という）の一部は採取されており、これらの放射化学分析を行った。本報告では、処分安全上重要なアクチノイド核種（U，Pu，Np 等）に着目し，汚染水の分析結果から得られた移行挙動の違いを報告する。

2. 分析試料及評価方法

格納容器（PCV）、原子炉建屋（R/B）、T/B、RW 及び高温焼却炉建屋（HTI）から汚染水試料を採取し、1F から研究施設に輸送し、Pu 及び Cm は α スペクトロメーターにより、U 及び Np は ICP-MS にて測定した。分析結果は、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議に報告している[1]。汚染水中のアクチノイド核種の移行挙動は、核燃料中の核種組成比[2]で汚染水試料中の核種組成比を除した値である輸送比[3]を用いて評価した。基準核種として、U のうち中性子照射により生成する U-236 を選定した。

3. 結果と考察

輸送比が 1 に近い値であればその組成は原子炉内燃料と同じ組成であることを示している。評価結果を図 1 に示す。PCV 内（2 号機及び 3 号機）における Pu 及び Cm の輸送比は、ほぼ 1 である。一方、Np の輸送比は、他のアクチノイド核種と比較して約一桁高いことから、Np は水溶液への移行速度が高いと推察される。また、タービン建屋以降の汚染水では、Pu の輸送比は約 1/100 に減少している。Cm は検出下限未満となっているが、Pu と同様の挙動であると考えられる。この結果より、Pu 等は原子炉建屋やタービン建屋において、沈降または吸着により除去されていると推察される。

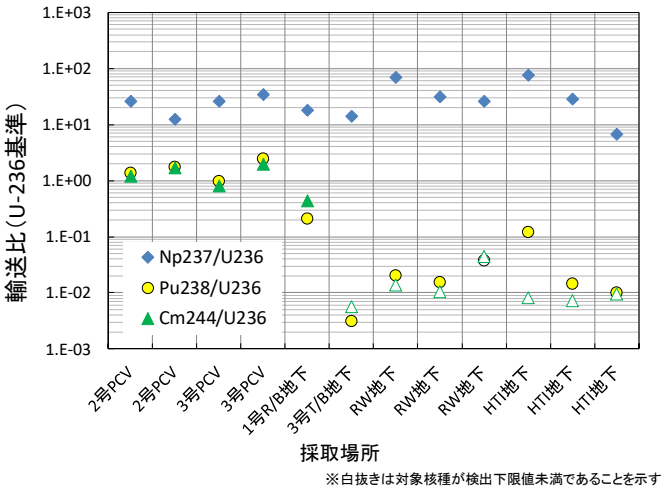


図 1 汚染水中のアクチノイド核種の輸送比

※本件は、経済産業省／平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」に係る補助事業の成果の一部である。

参考文献 [1] IRID, JAEA,「廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議」, 第 20 回(2015), 第 28 回(2016), 第 36 回(2016), 第 40 回(2017), 第 44 回(2017), 第 56 回(2018), 第 67 回(2019)

[2] 西原ら,「福島第一原子力発電所の燃料組成評価」, JAEA-Data/Code 2012-018（2012）

[3] Y. Koma et al., Nuclear Materials and Energy, Vol.10, pp35-41（2017）

*Hiroshi Hinai[1,2], Ayako Nitta[1,2], Atsuhiro Shibata[1,2], Yoshikazu Koma[1,2], Masashi Ichikawa[3] and Masaaki Kaneko[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning,

[3]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

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

Thu. Sep 12, 2019 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[2B05-09] Radiochemical Analysis at Fukushima Daiichi NPS Site 2

Chair:Daisuke Sugiyama(CRIEPI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2B05] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(1)Overview of the Study

Ippei Maruyama[1], Kazuo Yamada[2], *Masaya Ida[3], Kazutoshi Shibuya[3], Kazuko Haga[3], Go Igarashi[4], Yoshikazu Koma[5] (1. Nagoya Univ., 2. NIES, 3. Taiheiyo Consultant, 4. Univ. of Tokyo, 5. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2B06] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(2)Experimental Study on the effect of concrete properties on the ingress and leachin of Cs and Sr

*Kazuo Yamada[1], Go Igarashi[2], Norihisa Osawa[3], Sayuri Tomita[4], Kazuko Haga[4], Ippei Maruyama[5], Yoshikazu Koma[6] (1. NIES, 2. Tohoku Univ., present Univ. of Tokyo, 3. Tohoku Univ., present Taiheiyo Consultant, 4. Taiheiyo Consultant, 5. Nagoya Univ., 6. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2B07] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(3)Sorption behavior of alpha nuclides

*Haruka Aihara[1], Atsuhiro Shibata[1], Yoshikazu Koma[1], Sayuri Tomita[2], Ippei Maruyama[3] (1. JAEA, 2. Taiheiyo Consultant , 3. Nagoya Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2B08] Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(4)Modeling of sorption behavior of Cs and Sr for cement-based materials

*Sayuri Tomita[2], Ippei Maruyama[1], Kazuko Haga[2], Kazuo Yamada[3], Go Igarashi[4], Yoshikazu Koma[5], Yoshifumi Hosokawa[6] (1. Nagoya Univ., 2. Taiheiyo Consultant, 3. NIES, 4. Univ. of Tokyo, 5. JAEA, 6. Taiheiyo Cement)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2B09] Evaluation of Cesium penetration in concrete structural materials

*Koki Koshigoe[1], Isamu Sato[1], Naoya Miyahara[1], Eriko Suzuki[2], Masahiko Ohsaka[2], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City Univ., 2. JAEA)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究
（1）研究の全体概要

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

（1）Overview of the Study

丸山 一平[1]，山田 一夫[2]，*井田 雅也[3]，渋谷 和俊[3]，芳賀 和子[3]，五十嵐 豪[4]，駒 義和[5]

[1]名古屋大学，[2]国立環境研究所，[3]太平洋コンサルタント，[4]東京大学，[5]日本原子力機構

本研究では、福島第一原子力発電所の廃炉作業で想定される、作業環境改善を目的とした建屋コンクリートの除染手法の検討と最終段階で発生する廃棄物量の推計等を行う際の基盤情報を提供することを目的とし、放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明に基づいた将来の汚染分布の推定のための評価／予測手法を検討している。本報告では研究の全体概要について述べる。
キーワード：福島第一原子力発電所，コンクリート，廃炉，除染，収着，浸透，溶脱，炭酸化

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所（以下、1F）の廃炉に際し、建屋に使用されるコンクリートの汚染分布は、除染作業工程を検討する上で有用な情報である。汚染は、放射性核種の収着・浸透挙動に依存し、それはコンクリートの特性（セメント種類、骨材に含まれる粘土鉱物）、状態（乾燥、溶脱・炭酸化等の変質）、および、核種の種類によって異なると考えられる。また、1F 建屋コンクリートは、部位によって事故前後の状態や核種との接触状態が異なると想定される。そのため、解析的な手法による汚染分布推定には、事故前後の状況を踏まえたコンクリートの状態を想定した上で、各種コンクリートと核種（Cs、Sr、α核種）との相互作用の検討に加え、水分移動も考慮する必要がある。以上を踏まえ、本研究では 1F における廃炉作業に貢献することを目指し、事故後から将来に渡るコンクリートの放射性核種による汚染分布の推計の基盤情報を提供することを目的として、2018 年 1 月から 2020 年 3 月の予定で、基礎的な研究を進めてきている。

2. 実施内容

検討の概要を図 1 に示す。物質移行計算の境界条件となる現状の把握から始まり、評価／予測手法の開発として計算に用いる各種要因の影響度の実験的検討とモデル化を並行して進める。

- 現場コンクリートの状態推定：実現場で使用されたコンクリート材料、曝露環境、接している核種の種類と濃度の情報を整理した。
- コンクリートの状態／化学組成が核種の収着・浸透・溶出に及ぼす影響の評価：変質状態（乾燥、炭酸化、溶脱）を模擬した試料を用い、イメージングプレートなどにより核種（^{137}Cs 、 ^{90}Sr）の浸透・溶出挙動を評価した。
- α核種による汚染メカニズムに関する調査：変質状態を模擬した試料を用い、α核種の収着・浸透挙動を実験的に評価した。
- 汚染状況および浸透挙動の評価・予測手法（モデル化）の検討：コンクリート中の水分移動のX線 CT および ^{1}H-NMR Relaxometry による評価と、相平衡 - 多元素移動モデルによる核種の収着・浸透挙動のモデル化を検討した。

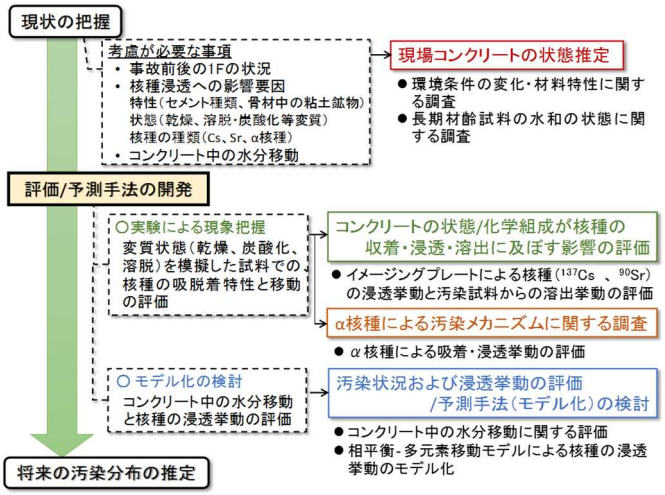


図-1. 本研究の実施内容の概略

3. 今後の展望

これまでに、上記のような知見が得られつつあり、結果の一部は、一連の(2)～(4)の発表にて、より詳細に報告する。今後、さらに実験を進め、国立環境研究所が保有する収着関連データとも合わせ、コンクリート中の Cs と Sr の移行計算が可能となるようにモデル開発を進める。α核種については、浸透深さに関するデータの取得を進め、Cs、Sr との化学的な振る舞いの違いについて検討する。

謝辞

本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究」において実施した。

Ippei Maruyama[1], Kazuo Yamada[2], *Masaya Ida[3], Kazutoshi Shibuya[3], Kazuko Haga[3], Go Igarashi[4] and Yoshikazu Koma[5]

[1]Nagoya Univ., [2] NIES, [3] Taiheiyo Consultant, [4]Univ. of Tokyo, [5]JAEA

放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究 （2）Cs と Sr の浸透・溶出特性に及ぼすコンクリート特性の影響に関する実験的検討

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(2) Experimental Study on the effect of concrete properties on the ingress and leaching of Cs and Sr

*山田 一夫[1]，五十嵐 豪[2]，大澤 紀久[3]，富田 さゆり[4]，芳賀 和子[4]，丸山 一平[5]，駒 義和[6]
[1]国環研，[2]東北大(現東大)，[3]東北大(現太平洋コンサルタント)，[4]太平洋コンサルタント，[5]名大，[6]JAEA

福島第一原子力発電所の廃炉時に発生する大量のコンクリート廃棄物の処分計画において、事故後から廃炉時までの放射性核種の移行予測が必要である。本報では、コンクリートへの Cs と Sr の浸透挙動について、両者の共存効果、濃度影響、材料影響、コンクリート状態の影響を、溶出について Cs に関した材料と状態の影響を実験的に調べた。

キーワード：浸透，溶出，コンクリート，Cs，Sr，変質，炭酸化，イメージングプレート，福島第一原子力発電所

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉作業を進める上で，コンクリートへの Cs と Sr の浸透・溶出挙動の理解は重要である。本研究では Cs と Sr に着目し，コンクリートへの浸透・溶出について，種々の因子を変化させ，実験的に影響度を調べた。

2. 実験方法

浸透試験に用いるコンクリートの模擬材料として，水セメント比（W/C）0.55，砂セメント比（S/C）2.39 のモルタルを，封緘 40℃3 カ月養生し用いた。セメントは，普通ポルトランドセメント（OPC）とフライアッシュセメント（FAC），骨材は微粒分を洗浄した石灰石砕砂（LS）と 1F にも使用されたと推定される粘土を含有する川砂（RS）とした。モルタルの状態は，飽水，Cs 吸着力が高くなる溶脱もしくは炭酸化後に飽水，40%RH での乾燥とした。Cs と Sr の浸透は，放射性同位元素（RI）によりそれぞれ Cs-137 と Sr-90 で標識した溶液を用いた。Cs と Sr の浸透解析は，それぞれ GE ヘルスケア製のイメージングプレート（IP，BAS IP MS 2025）上に試料を置き，一定期間曝露し，Typhoon FLA9500 で信号を読み出すオートラジオグラフにより，データ処理には Image Quant を使用した。溶出試験は，1MBq/kg の Cs-137 もしくは 0.33MBq/kg の Sr-90 を含有する OPC ペースト，および国立環境研究所保有の，状態を封緘，溶脱，炭酸化と変化させた OPC モルタル（W/C=0.50，S/C=3.0，細骨材は LS，もしくは 30%を真砂土置換）に，C-137 で標識した 1.88μM の CsCl 溶液に 72 時間浸漬し，2 年程度，ポリエチレン製袋内で保管した試料を，放湿状態で綱領になるまで吸水させた後，純水に再浸漬して行った。評価は溶液と試料のγ線とβ線計測により行った。

3. 実験結果

図 1 に 0.1μM 溶液へ OPC-LS モルタルを浸透させた際の浸透プロファイル(IP による PSL 値)を示す。Cs は 15mm 以上の浸透を示したが，Sr は 4mm であり，Cs の方が浸透しやすい。Cs と Sr それぞれの浸透プロファイルを合算したものと，両者の混合溶液の浸透プロファイルは一致し，この条件では両者に共存効果はなかった。また，10μM と 1mM の Cs と Sr の混合溶液のプロファイルはほぼ一致し，この濃度範囲では浸透の濃度依存性も認められなかった。材料と変質の影響は，25μM の CsCl と 90μM の $SrCl_2$ 混合溶液に 53 日間浸漬した。浸透深さは，Cs は OPC では 7mm，FAC では 2mm，Sr はそれぞれ 3mm と 1mm であり、FAC は OPC の 1/3 程度となった。骨材中の粘土により濃縮は起きたが，浸透深さへの影響は小さかった。変質影響として，2mm の溶脱深さ，8mm の炭酸化深さの OPC-LS もしくは OPC-RS モルタルへの浸透を比較した。炭酸化試料で表面吸着量が増加し(特に Cs)，浸透深さは小さくなった。骨材影響は，炭酸化試料では小さく，溶脱試料では RS の吸着量が増えた。炭酸化試料では Cs と Sr は同程度の浸透であったが，溶脱試料は Cs の方がより深部まで浸透した。乾燥試料への 6hr 浸漬では，浸漬液の放射能濃度が低下しないことから，水溶液の移流により，元素移動が起きたと想定する。RS を使用すると Cs の吸着量は増加するが，浸透は 6mm から 3mm へ抑制される。Sr の浸透は骨材によらず 3mm である。

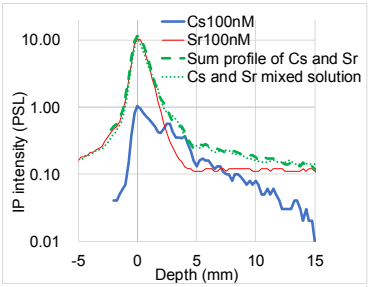


図 1　OPC-LS モルタルへの Cs と Sr の浸透

一旦 Cs 吸着した試料を再度純水浸漬すると，Cs は表層から順次溶出した。ただし，溶出は OPC-LS 封緘試料のように吸着能力が低いものほど多くなり（30%溶出），粘土を含んだり，溶脱や炭酸化した試料では，溶出は相当程度（5～10%）減った。

謝辞　本研究は，文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究」において実施した。

* Kazuo Yamada[1], Go Igarashi[2], Norihisa Osawa[3], Sayuri Tomita[3], Kazuko Haga[3], Ippei Maruyama[4] and Yoshikazu Koma[5].
[1]NIES, [2]Tohoku Univ. (present Univ. of Tokyo), [3]Tohoku Univ. (present Taiheiyo Consultant), [4] Taiheiyo Consultant, [5]Nagoya Univ., [6]JAEA.

放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究 （3）アルファ核種の収着挙動に関する基礎試験

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

(3) Sorption behavior of alpha nuclides

*栗飯原　はるか[1]，柴田　淳広[1]，駒　義和[1]，富田　さゆり[2]，丸山 一平[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]太平洋コンサルタント，[3]名古屋大学

福島第一原子力発電所の廃炉時に発生する大量のコンクリート廃棄物の処分計画において、事故後から廃炉時までの放射性核種の移行予測が必要である。本報では、セメント系材料へのアルファ核種の収着挙動について、Pu 溶液を用いた浸漬試験によりセメント種および変質状態の影響を評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所，コンクリート，廃炉，除染，収着，アルファ核種

1. 緒言

福島第一原子力発電所では建屋内に汚染水が滞留しており、Pu 等のアルファ核種が検出されている。汚染水の分析結果より、Pu 濃度は原子炉建屋に比べて下流の建屋で相対的に低下していることから、原子炉建屋内に残留していることが示唆される。アルファ核種の挙動は廃炉作業における内部被ばくや臨界管理上特に重要となる。Pu と Am を含む溶液にセメントの種類や変質状態の異なる試料を浸漬させる試験を実施し、溶液中の濃度変化からアルファ核種の収着挙動へ与える影響を評価した。

2. 実験方法

浸漬液は混合酸化物 (MOX) 粉末から調製した。中性付近の汚染水性状に近づけるため、$NaHCO_3$ 溶液および H_2O_2 溶液を添加、振とうし、ろ過して浸漬液を得た。

試験片（モルタル、普通ポルトランドセメント(OPC)、フライアッシュセメント(FAC) ; 25×25×10mm、市販品）を浸漬液に入れ、所定の期間でサンプリングし、アルファ核種濃度の変化を求めた。また、セメントの変質状態の影響を確認するため、健全および炭酸化処理を行った OPC と FAC 粉末 1g を浸漬液 10ml に添加し振とう後一週間静置し、濃度変化から分配比を求めた。

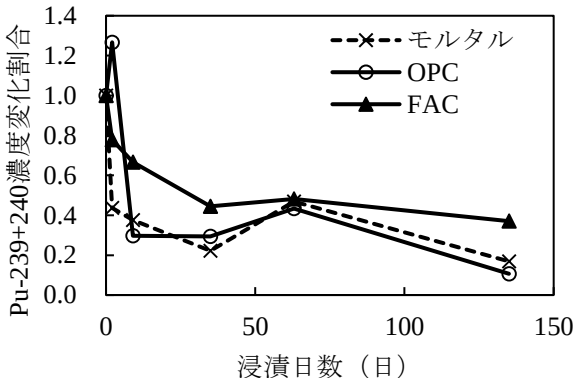


図 1 試験片浸漬時の浸漬液中 Pu 濃度変化割合

3. 結果および考察

試験片を浸漬した場合、浸漬直後に Pu 濃度が低下した（図 1）。Pu が試験片に収着もしくは Pu(IV)が加水分解によりポリマーを生成し沈殿したと考えられる。試験片の種類による差異は小さかった。Pu および Am 分配比に対する変質状態の影響は（図 2）、健全試料では液中の Pu および Am 濃度が定量下限未満であり、分配比は>7×10^6 と大きい。一方、炭酸化試料は健全試料に比べ分配比が一桁以上低下した。健全試料では液中の pH が 12 を超えたのに対し、炭酸化試料では約 8 と中性に近い値であったことから、加水分解による沈殿が生じにくい。加えて、炭酸化試料の浸漬では液中の炭酸イオン濃度が増加し、溶液中に存在しやすい Pu と炭酸イオンとの錯体を形成したことにより分配比が低下したと考えられる。本結果より、セメント種よりも変質状態の方がアルファ核種の収着挙動に大きな影響を与えることが分かった。

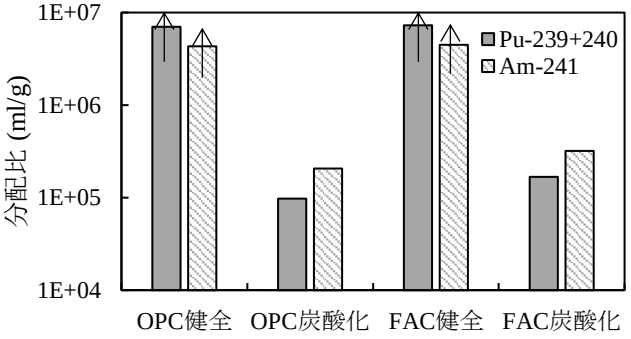


図 2 セメント粉末の Pu, Am 分配比

謝辞

本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究」において実施した。

*Haruka Aihara[1], Atsuhiro Shibata[1], Yoshikazu Koma[1], Sayuri Tomita[2] and Ippei Maruyama[3].

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Taiheiyo Consultant, [3]Nagoya Univ.

放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究
（4）セメント系材料に対する Cs、Sr の収着挙動のモデル化(案)

Study on the Radionuclide Contamination Mechanisms of Concrete and the Estimation of Distribution of Radionuclides

（4） Modeling of sorption behavior of Cs and Sr for cement-based materials

*富田 さゆり[1]，細川 佳史[2]，芳賀 和子[1]，山田 一夫[3]，丸山 一平[4]，五十嵐 豪[5]，駒 義和[6]

[1]太平洋コンサルタント，[2]太平洋セメント，[3]国立環境研究所，[4]名古屋大学，[5]東京大学，[6]日本原子力機構

福島第一原子力発電所の廃炉時に発生する大量のコンクリート廃棄物の処分計画において、事故後から廃炉時までの放射性核種の移行予測が必要である。本報では、セメント系材料中の Cs、Sr 移行予測のため、C-S-H と Cs、Sr の収着挙動をモデル化した。模擬変質試料に対する収着を再現し、モデルの妥当性を評価した。

キーワード：収着，相平衡モデル，セメント，Cs，Sr，変質，溶脱，炭酸化，福島第一原子力発電所

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業を進める過程で、事故後から将来にわたる汚染分布を推定することは、作業環境改善や最終的な廃棄物量を検討する上で重要である。コンクリート中の核種の移動・収着挙動は、材料（セメント種類や骨材）と状態（経年変化等）が影響する。処分対象物に含まれる放射性核種のうち Cs と Sr は、セメント系材料中のケイ酸カルシウム水和物（C-S-H）に収着され、収着量には C-S-H の CaO/SiO_2 モル比（C/S 比）が大きく影響する。C/S 比は、セメント種類、溶脱や炭酸化等の経年変化によって変わるため、C/S 比の変化に対応できる相平衡モデルが必要である。本報では、表面錯体反応を用いた C-S-H と Cs、Sr の収着挙動をモデル化し、このモデルを用いて模擬変質試料に対する収着や浸透挙動予測を試みた。

2. モデル化およびモデルの適用性検討

2-1. C-S-H と Cs、Sr の相互作用のモデル化

C/S 比を変えた合成 C-S-H（C/S＝0.6～1.2）に対する Cs、Sr の収着試験結果[1]を用いて、表面錯体反応を用いた C-S-H と Cs、Sr の相互作用をモデル化した。モデル化には、Nonat の C-S-H 溶解平衡モデル[2]を、熱力学的相平衡計算ツールである PhreeqC に実装したコードを用いた。C-S-H への Cs、Sr 収着は、C-S-H 表面のシラノール基と Cs、Sr との表面錯体反応によって生じると仮定し、表 1 に示すシラノール基と Cs、Sr の反応とその熱力学的平衡定数を上記 PhreeqC に組み込んだ。熱力学的平衡定数の値は、合成 C-S-H による収着試験結果にフィッティングさせて求めた。一例として C/S 比 1.2 の C-S-H の Cs、Sr 収着をフィッティングさせた結果を図 1 に示す。

表 1　C-S-H のシラノール基と Cs,Sr の反応式

熱力学的平衡定数	反応式
log Kcs	$-SiOH + Cs^+ = -SiOCs + H^+$
	$-SiOSi_{0.5}OH + Cs^+ = -SiOSi_{0.5}OCs + H^+$
log Ksr(1)	$-SiOH + Sr^{2+} = -SiOSr^+ + H^+$
	$-SiOSi_{0.5}OH + Sr^{2+} = -SiOSi_{0.5}OSr^+ + H^+$
log Ksr(2)	$-SiOH + 0.5Sr^{2+} = -SiOSr_{0.5} + H^+$
	$-SiOSi_{0.5}OH + 0.5Sr^{2+} = -SiOSi_{0.5}OSr_{0.5} + H^+$

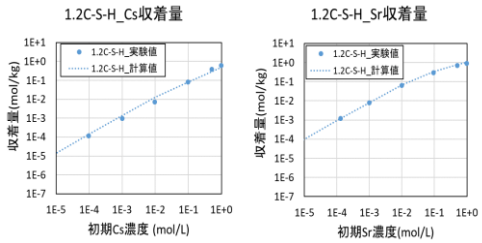


図 1　C-S-H(C/S1.2)の Cs,Sr 収着フィッティング結果

2-2. 模擬変質試料の収着挙動評価

2-1 で作成したモデルを用いて、溶脱もしくは炭酸化させた OPC ペースト粉末試料に対する Cs、Sr の収着試験結果[1]を再現した。試験結果と計算結果を比較した結果の一例を、図 2 に示す。計算結果は試験結果をおおむね再現することができており、本研究で作成した C-S-H の Cs、Sr 収着モデルは、両元素と C-S-H の相互作用を評価できると判断した。今後、C-S-H 以外の鉱物と Cs、Sr の相互作用のモデル化を検討するとともに、コンクリートの汚染範囲の推定や廃棄物量の予測、放射性廃棄物処分施設のセメント系材料の長期的な核種の移行評価に活用していきたいと考えている。

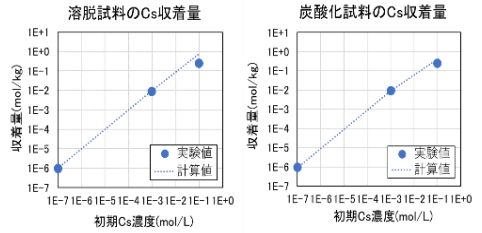


図 2　模擬変質試料の Cs 収着計算結果
（左：溶脱試料、右：炭酸化試料）

謝辞

本研究は、文部科学省の国家課題対応型研究開発推進事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」・「放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究」において実施した。

参考文献

[1] K. Haga, S.Watanabe, K. Yamada, Quantification of interaction between alkali metal ions and C-(A-)S-H/cement paste for a wide range of ion concentrations, 15th International Congress on the Chemistry of Cement (2019) (in press).

[2] A.Nonat: The structure and stoichiometry of C-S-H, Cement and Concrete research, 34, pp.1521-1528 (2004)

*Sayuri Tomita[1], Yoshifumi Hosokawa[2], Kazuko Haga[1], Kazuo Yamada[3], Ippei Maruyama[4], Go Igarashi[5] and Yoshikazu Koma[6].

[1]Taiheiyo Consultant, [2]Taiheiyo Cement, [3]NIES, [4]Nagoya Univ., [5]Univ. of Tokyo, [6]JAEA.

コンクリート構造材へのセシウム浸透挙動評価

Evaluation of Cesium Penetration Behavior in Concrete Structural Materials

*腰越　広輝[1]，佐藤　勇[1]，宮原　直哉[1]，鈴木　恵理子[2]，逢坂　正彦[2]，松浦　治明[1]

[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の廃炉に必要なコンクリートへのセシウム浸透挙動を解明するため，CsCl 及び CsI 水溶液へのコンクリートの浸漬試験を行った．蛍光 X 線分析によりセシウム浸透の深さ分布を，広域 X 線吸収微細構造を用いてコンクリート中のセシウムの化学状態を調べ粗骨材含有率把握の重要性を認識した．

キーワード：福島第一原子力発電所，コンクリート，セシウム，EXAFS，XRF

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉においては，それに伴う解体廃棄物を安全かつ合理的に管理することが必要である[1]．そのためには、原子炉建屋等において大量に存在するコンクリート構造材への Cs 等の放射性物質の付着・浸透メカニズムを把握し、その性状に応じた適切な処理・処分を施す必要がある。本研究ではコンクリートへの Cs 浸透メカニズムの把握を目的として，CsCl 及び CsI 水溶液を用いた各種コンクリートの浸漬試験を行い，浸漬後コンクリートの蛍光 X 線分析により深さ分布を，EXAFS 測定によりセシウムの化学状態を評価した．

2. 実験方法

骨材含有量の大きく異なるコンクリート 2 種類に対して 1 M CsCl 及び CsI 水溶液に 1 日間浸漬したコンクリート試験片をサンドペーパー用いて表面から 0.5 mm ずつ 2.5 mm まで削り，その際に得られるコンクリート粉末を測定試料として CsKα 線に着目した蛍光 X 線分析を行うことで Cs の浸透深さ分布を求めた．一方 EXAFS 測定は KEK,PF-BL27B において，透過法または蛍光法で CsL_{III} 吸収端に着目して実施し得られたコンクリート中の Cs 近傍の構造関数に対して比較検討を行った．

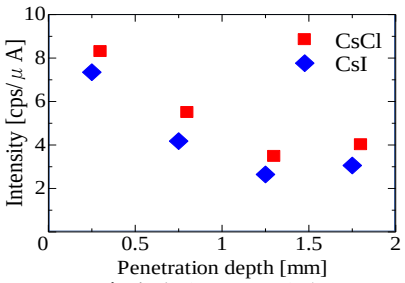


図 1　浸漬試験後の Cs 分布
(1 日浸漬・粗骨材含有量の多い試料)

3. 結果と考察

図 1 に示すように，浸透試験後のコンクリート試料の蛍光 X 線分析によってどのコンクリートにおいても表面から 2.0 mm まで Cs が到達していることが確認できたが,1.5～2.0 mm においては強度が増加するという結果が得られ，この結果は佐藤らの既報とは異なる点である[2]．EXAFS 測定によると図 2 に示すように，骨材含有量が変化することで Cs 近傍の構造関数に変化が見られた．粗骨材量の減少により Cs と O の相関を表す原子間距離約 2 Å のピークが減少し，さらに I との相関を表す 4 Å 付近のピークが大きく減少しているということが分かった．この結果から粗骨材が少なくなることで CsI としての存在量が著しく減少していることが分かった．これらのことから浸透挙動に粗骨材含有量が影響を与える一因になっていることが示唆される．今後は Cs 浸透メカニズムを化学状態の面から解明すべく，より詳細な分析を実施していく予定である．

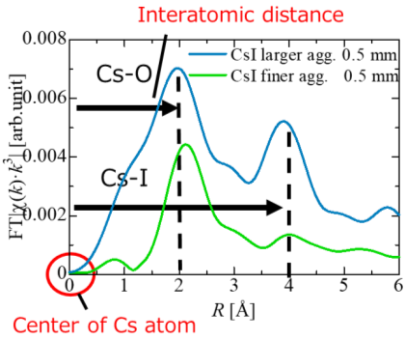


図 2　CsI 水溶液浸漬試験後のコンクリート中 Cs 近傍構造関数

参考文献

[1] NDF,第 6 回廃炉研究開発連携会議,資料 1-2,pp.10(2017)

[2] I.Sato et al,JAEA-Testing2014-001,pp.20(2014)

* Koki Koshigoe[1],Isamu Sato[1],Naoya Miyahara[1],Eriko Suzuki[2] ,Masahiko Osaka[2] and Haruaki Matsuura[1]

[1]Tokyo City University,[2]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Over view Report：The Special Review Committee on The NUMO Safety Case[Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment]

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[2B_PL] Current Status of Peer Review on The NUMO Safety Case

Chair:Daisuke Sugiyama(CRIEPI)

[2B_PL01] Current Status of Peer Review on The NUMO Safety Case

*Osamu Tochiyama[1], *Kenji Amano[2], *Yasuaki Ichikawa[3], *Keiichiro Wakasugi[4], *Yuichi Niibori[5] (1. NSRA, 2．JAEA, 3．Okayama Univ., 4．Tokai Univ., 5．Tohoku Univ.)

2019年秋の大会

総合講演・報告 2

NUMO 包括的技術報告書レビュー特別専門委員会活動状況
A Current Status of Peer Review on the NUMO Safety Case

NUMO 包括的技術報告書レビュー特別専門委員会活動状況

A Current Status of Peer Review on the NUMO Safety Case

*杤山 修[1]，*天野健治[2]，*市川 康明[3]，*若杉圭一郎[4]，*新堀雄一[5]
[1](公財)原子力安全研究協会，[2]日本原子力研究開発機構，[3]岡山大学，[4]東海大学，[5]東北大学

1. レビューの背景

原子力発電環境整備機構（以下，NUMO という）は，最新の科学的知見や技術開発成果を反映し，高レベル放射性廃棄物および TRU 等廃棄物の安全な地層処分をどのように実現するのかを説明するための包括的技術報告書「わが国における安全な地層処分の実現 －適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築－」（以下，包括的技術報告書という）を取りまとめ，2018 年 11 月 21 日に公表した。

包括的技術報告書は，NUMO が進める地層処分事業の円滑な推進のために，文献調査の受け入れの後，どのようにそのサイトの調査を進め，安全な処分場を設計・建設・操業し，閉鎖後も長期間にわたって安全性を確保しようとしているのかを総合的に示し，文献調査に即応できる技術的な準備を整えていることを示すことを目標としている。

この目標を達成するためには，独立性の高い学術的な第三者機関により，その内容の妥当性について評価を受けることが重要であることから，NUMO は包括的技術報告書が国内外の最新の科学的・技術的知見に照らして，サイトが特定されていない段階のセーフティケースとして，十分な技術的信頼性を有していることを，客観性，科学的・技術的妥当性，技術的信頼性等の観点から確認するため，（一社）日本原子力学会にレビューを依頼した。

日本原子力学会はバックエンド部会の協力を得て，14 名の専門家で構成される NUMO 包括的技術報告書レビュー特別専門委員会（以下，委員会という）を設置した。内訳は，地質環境の専門家 5 名，工学技術の専門家 4 名，安全評価の専門家 4 名であり，主査は地層処分の研究開発全般に精通している専門家が担当している。事務局は，原子力学会からの委託により（公財）原子力安全研究協会が担当し，委員会の運営管理とレビュー報告書の取りまとめに当たっている。

2. 包括的技術報告書の概要

わが国では，1998 年に原子力委員会の高レベル放射性廃棄物処分懇談会が取りまとめた「高レベル放射性廃棄物処分に向けての基本的考え方」によって示された処分の実施に向けた制度の在り方に関する提言，および核燃料サイクル開発機構が 1999 年に取りまとめた「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 －地層処分研究開発第２次取りまとめ－」（以下，第２次取りまとめという）を受けて，「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」（以下，「最終処分法」という）が 2000 年に制定された。

最終処分法に基づき，地層処分事業の実施主体として NUMO が 2000 年に設立され，事業が開始された。同法では，最終処分施設建設地の選定を「文献調査」，「概要調査」および「精密調査」による三段階の調査を通じて行うことを規定しており，NUMO は 2002 年より全国の市町村を対象として，地層処分施設の設置可能性を調査する区域の公募を開始したが，現在まで応募自治体はなく，サイト選定の最初の段階である文献調査を開始するには至っていない。

---

*Osamu Tochiyama[1], *Kenji Amano[2], *Yasuaki Ichikawa[3], *Keiichiro Wakasugi[4], and *Yuichi Niiborii[5]
[1]Nuclear Safety Research Association, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Okayama Univ., [4]Tokai Univ. and [5]Tohoku Univ.

このため，2013 年には地層処分事業を進めるに当たって取り組むべき方向を見直すため，地層処分政策の再構築に向けた審議が行われ， 2015 年 5 月には，「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」が閣議決定された。改定された基本方針においては，将来世代に負担を先送りしないこと，可逆性・回収可能性を担保すること，国，NUMO および関係研究機関は連携および協力を行いつつ， 最終処分の技術的信頼性等に対して定期的な評価を行うこと，そして国が科学的に適性が高いと考えられる地域（科学的有望地）を示し，調査への協力を自治体に申し入れることなどの方針が明記された。

この改定を受け，2017 年には地層処分についての国民の関心や理解を深めていくため，全国的なデータに基づき，地層処分を行う場所を選ぶ際にどのような科学的特性を考慮する必要があるのか，それらは日本全国にどのように分布しているかといったことを俯瞰できるように，「科学的特性マップ」を国が提示した。

科学的特性マップを念頭において，地層処分を行う場所の選定活動を推進していくにあたっては，NUMO 自らがどのようにして安全な地層処分を実現していくのかを社会に示し，地層処分事業に対する国民からの信任を得ていくことが重要であり，これまでに蓄積されてきた科学的・技術的知見に加えて，常に最新の知見に基づき，わが国における安全な地層処分の実現性を恒常的に確認することが必要である。このため NUMO は，最新の科学的知見や技術的開発成果に基づき，地層処分の実施主体として，わが国の地質環境に対して安全な地層処分を実現するための方法を説明し，技術的な取り組みの最新状況を示すことを目的とした包括的技術報告書を取りまとめた。

包括的技術報告書は専門性の高い技術報告書であり，地層処分についてある程度の技術的な知識を持った専門家を対象読者として想定している。さまざまな分野の専門家が必要とする情報やその詳細度を自ら選択できるよう，上位レベルから下位レベルに向かって詳細化し，かつ追跡性のある階層構造を持った体系的な文書群として整備されており，概要編，本編および付属書で構成されている。概要版は本編の要点をまとめたものであり，本編は包括的技術報告書の中心となる文書で安全な地層処分を実現するための方法に関する全体像を示すものである。さらに，付属書は本編に述べられた内容を支える詳細な論拠や，解析方法，結果などをまとめたもので，適宜本編から参照される。本編は次のような構成とされている。

第1章 緒言
第2章 安全確保の基本的考え方
第3章 地層処分に適した地質環境の選定およびモデル化
第4章 処分場の設計と工学技術
第5章 閉鎖前の安全性の評価
第6章 閉鎖後長期の安全性の評価
第7章 セーフティケースとしての信頼性
第8章 結言

この包括的技術報告書の記述内容は，国際機関が提示するセーフティケースの役割や基本的な構造などを参照しつつ，地層処分を行う場所が絞り込まれ，最終的に地層処分場の許認可に至る各段階に作成するセーフティケースの基本形として，今後更新していくセーフティケースの枠組みと情報の基盤を提示するものとされている。サイトが特定されていないわが国において，現時点の知見に基づき，以下のような状況に至っていることについて，ジェネリックなセーフティケースを提示することが目的とされている。

① 地層処分にとって適切な地質環境を選定するための調査・評価に関する技術基盤が整っている。またわが国における地下深部の地質環境の特徴を反映した地質環境モデルを提示する。
② 所要の要求事項（安全性，工学的成立性，回収可能性，環境保全，経済合理性など）を満たす処分場を設計するための技術基盤が整っている。また，設計した処分場を建設・操業・閉鎖するための工学技術の実現性がある。
③ 処分場の閉鎖前（操業時）および閉鎖後長期の安全性を評価する技術基盤が整っている。また，設計した処分場に対する安全評価によって，人間に有意な放射線影響を与えない見通しが得られる。
④ 以上のような地質環境の調査・評価，処分場の設計，安全評価にかかわる最新の技術を適用した一連の作業を通じて，さらなる信頼性向上に向けた技術課題の抽出とこれらに対する今後の取り組み

を示す。

NUMO は，包括的技術報告書において，適切なサイト選定に必要とされる地質環境情報を取得する技術基盤が整えられたこと，わが国における地下深部の特徴を反映した地質環境モデルが提示されたこと，所要の要求事項を満たす処分場を設計する技術基盤が整備されたこと，および処分場の閉鎖前と閉鎖後の安全評価を行うための技術基盤が整備されたこと，が示されたとしている。

3. レビュー委員会の活動の状況

NUMO 包括的技術報告書レビュー特別専門委員会のレビューの目的は，サイトが特定されていない段階のセーフティケースとしての包括的技術報告書の記述内容を，客観性、科学的・技術的信頼性の観点から評価することによって，日本における地層処分の実現可能性を確認し，サイト選定の基盤を進展させることである。本レビューの範囲は包括的技術報告書の「本編」のみであるが，レビューにあたっては適宜関連する付属書および参考文献を参照した。

レビューにあたっては，第 1 章と第 2 章は全委員で検討し，第 3 章から第 7 章については，技術報告書の扱う範囲が，地質環境，工学技術，安全評価と幅広い分野に及んでおり，またセーフティケースとしての信頼性についての総合的な議論も含んでいるため，分野毎にワーキンググループ（地質環境，工学技術，安全評価，セーフティケースとしての信頼性）を設置して具体的な検討を行っている。レビューにおいては，まず委員がレビューコメントや質問を提出し，各ワーキンググループおよび全員の参加する委員会で，委員から提示された質問に対しては必要に応じて委員会において NUMO から補足説明を求め，全員の議論を経てメンバー全員が最終的に合意した内容を集約意見とすることとしている。この際，NUMO には，委員会が誤解している点の修正に限り，レビューの中立性を損なわない形で議論に参加してもらっている。事務局は，委員会の運営管理とレビュー報告書の取りまとめにあたるとともに，技術報告書の追跡可能性の確認を行っている。

レビュー委員会においては，サイト選定の前段階におけるセーフティケースとしての科学的・技術的なレベルの信頼性，および，NUMO が今後適切なサイト選定を進めていく上で，各段階で行われるサイト特性調査と工学設計および安全評価に関する技術的能力と方法論の妥当性について，包括的な議論を進めており，レビュー結果を 11 月までに報告書として取りまとめる予定である。

レビュー委員会は，今回のレビュー結果が，技術報告書の科学技術的内容の信頼性を裏付けるものとして社会に受け取られるとともに，国民各層の NUMO に対する信頼が醸成され，地層処分に関する議論を一層喚起することを期待する。

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

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[2B10-14] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 7

Chair:Masayuki Watanabe(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2B10] A Concept of Magnetic Separation Device for Volume Reduction of Radioactively Contaminated Soil

*Yasuyuki Itoh[1], Shigehiro Nishijima[1], Fumihito Mishima[1], Hiroshi Horiike[1] (1. Fukui University of Technology)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2B11] Removal of Radioactive Cesium from Fukushima Contaminated Soil by Hot-pressing Water Extraction in a Column

*Xiangbiao Yin[1], Yoshikazu Koma[1], Yusuke Inaba[2], Kenji Takeshita[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2B12] Study of Separation of Radioactive Cesium Using Argon Plasma

*Yutaro AOKI[1], Glenn Harvel[2], Fumihito MISHIMA[1], Naoki NOMURA[1], Takeyoshi SUNAGAWA[1] (1. FUT, 2. UOIT)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2B13] Desorption of Cs^+ from vermiculite by subcritical water ion-exchange method

*Kenji Takeshita[1], Yusuke Inaba[1], Xiangbiao Yin [1,2], Yoshikazu Koma[2] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2B14] Synthesis and Characterization of immobilization of Cs in Apatite Wasteforms Containing Al

*Shun Kanagawa[1], ZhiLi Dong[2], Tim White[2], Takatoshi Hizikata[3], Yukako Aoyama[1], Kenji Takeshita[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Nanyang Technological University, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

放射性物質汚染土壌減容化のための磁気分離装置概念

A Concept of Magnetic Separation Device for Volume Reduction of Radioactively Contaminated Soil

*伊藤 保之[1]，西嶋 茂宏[1]，三島 史人[1]，堀池 寛[1]

[1]福井工大

福島県の放射性物質汚染土壌減容化のために考案した磁気分離装置概念を提示する。本装置はシルト懸濁液中の汚染粘土粒子を高勾配磁気分離法で強磁性体ワイヤメッシュに捕捉した後、残渣懸濁液を水と置換し、これを超音波伝播で剥脱させつつ排出し回収するものである。

キーワード：放射性物質汚染土壌，減容化，磁気分離，超伝導磁石，超音波

1. 緒言

汚染土壌中の放射性元素(^{137}Cs)の大部分は常磁性であるバーミキュライト粒子に捕捉されていることから、その分離回収に高勾配磁気分離技術を応用できる[1]。本報告ではその原理を具現化するための装置概念を提示する。

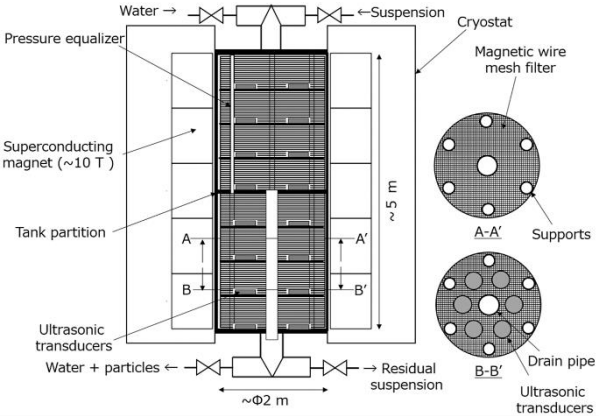


図1 磁気分離装置概念図

2. 磁気分離装置概念

図 1 に装置概念図を示す。常温ボア直径 2m, 高さ 5m、磁場強度 10T の超電導ソレノイド磁石を使用し、磁気フィルタであるφ0.5mm の強磁性ワイヤメッシュ(5mm)を 5mm 間隔で設置することを想定する。分離プロセスはバッチ方式を採用し、①放射性シルト/粘土を含む懸濁液の充填、②残渣懸濁液のドレイン、③水の充填、④超音波伝播＋水のドレイン、を 1 サイクルとする。②では磁気力でフィルタに捕捉した放射性のバーミキュライト微粒子を流出させないよう、磁気力＞ドラッグ力の条件下[1]で懸濁液の液面降下速度を決定する必要がある。本装置の磁気分離処理速度はこの工程が律速となり、液面降下速度を 3mm/s とし、タンク(容量~14m^3)を 2 分割して同時に排出させることを考えれば、他の工程時間を含め 25 分程度で 1 サイクルが完了する。④では 1MHz の超音波伝播で捕捉粒子を剥脱させるものとする。多層磁気フィルタが設置された懸濁液中の超音波の減衰は非常に大きく、その強度の減衰率は、概略的な計算によれば 60cm の伝播で 10^{-3} 程度と見積もられる。捕捉粒子を剥脱させるためには計算上フィルタ表面で 0.4W/m^2 以上の音波強度が必要で、このためタンク内に 8 つの発振器設置ステージを設け、各ステージに少なくとも 200W×6 個の発振器が要求される。

3. 結論

本装置概念の放射性シルト処理速度は 70t/day （44m^3/day）と見積もられることから、福島県の汚染土壌から分離した全シルト(~3.5×10^{6}m^3)を 220 装置年（e.g. 22 台×10 年）で減容化できるものと期待できる。

参考文献

[1] 西嶋茂弘「磁気分離による汚染土壌減容化の試み」, Isotope News, 2014 年 3 月号, No. 719, pp14-22

*Yasuyuki Itoh[1], Shigehiro Nishijima[1], Fumihito Mishima[1], Hiroshi Horiike[1]

[1]Fukui University of Technology

Removal of Radioactive Cesium from Fukushima Contaminated Soil by Hot-pressing Water Extraction in a Column

*Xiangbiao Yin [1], Yoshikazu Koma [1],Yusuke Inaba[2], Kenji Takeshita [2]

[1] Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science, Japan Atomic Energy Agency

[2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology

Abstract: The decontamination and volume reduction of Cs contaminated soil remains a great challenge after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident. In present study, the authors aim to develop the continuous hydrothermal treatment process to remove radioactive Cs rapidly from the clay soils by a column system.

Keywords: Cesium desorption, hydrothermal treatment, volume reduction, ion exchange, decontamination

1. Introduction

After the Fukushima accident, radioactive Cs was widely dispersed and contaminated the topsoil, which has been stripped within the top 5 cm and being stored in temporarily because of its difficulty in decontamination.[1-2] Therefore, it is urgently desired to develop environmental friendly and efficient techniques performing desorption of Cs^+ ions from the clay soils.

2. Experiment

Radioactive Cs contaminated soil was sampled in Tomioka town (approx. 10 km to the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station) and was preliminarily sieved to remove plant roots, litter, and gravel of >2 mm. The fine particle fraction (< 150 μ m, 15000 Bq/kg) was further sieved and dried. Subsequently, 0.5g of as-prepared soil was loaded into a stainless steel column reactor and leached with the 0.1M various solutions (KCl, NaCl, $MgCl_2$, $CaCl_2$, $AlCl_3$, $LaCl_3$, $Ce(NO_3)_3$) in flow rate of 0.25 mL/min at 150°C. The Cs concentration in the effluent was sampled at regular interval. Figure 1 shows the diagram of the column system with continuous hydrothermal treatment.

2. Result and discussion

Figure 2 shows the residual radioactivity of the treated soil and the corresponding calculated Cs desorption ratio after leaching with 50mL of each solutions at 150°C. It reveals that the radioactive Cs can barely be extracted with monovalent cations (K^+, Na^+), resulted in a desorption ratio lower than 5%. By contrast, the Cs desorption ratio is improved significantly for multivalent cations, achieving ~40% and ~60% for divalent and trivalent cations, respectively. These results suggested the column-based continuous extraction of soils with hot-compressed multivalent cations could achieve effective and efficient Cs desorption, which was expected to establish more practical technologies for treatment of the Cs-contaminated soils.

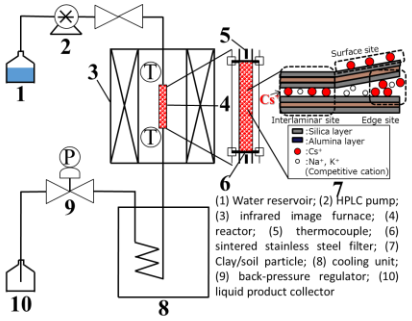


Fig. 1 Schematic diagram of continuous column system.

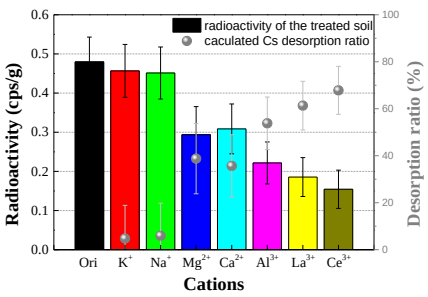


Fig. 2 Cs desorption from actual contaminated soil.

References

[1] Yin X., Wang X., Wu H., Ohnuki T., Takeshita K., *Journal of hazardous materials*, **326**, 47-53 (2017).

[2] Yin X., Inaba Y., ... & Takeshita, K., *Chemical Engineering Journal*, **333**, 392-401 (2018).

アルゴンプラズマを用いた放射性セシウムの分離研究

Study of Separation of Radioactive Cesium Using Argon Plasma

*青木 祐太郎[1]，グレン ハーヴェル[2]，三島 史人[1]，野村 直希[1]，砂川 武義[1]
[1]福井工大，[2]オンタリオ工科大学

汚染土壌における線量の支配的核種である放射性セシウムは土壌中の結晶表面や結晶構造内に吸着されており、このセシウムの分離技術の開発は重要である。S-band 高気圧マイクロ波放電法により生成したアルゴンプラズマを用い、放射性セシウムを含有する土壌試料からの放射性セシウムの分離を試みた。

キーワード：高気圧マイクロ波，アルゴンプラズマ，放射性セシウム

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故により多種の放射性物質が放出されたが、その中でも多量に放出された放射性セシウムは土壌中の有機物や鉱物の結晶構造と強く結びつき沈着する性質を持つ。そのため、汚染土壌において放射性セシウムはその線量の支配的な核種であるとされ、土壌中のセシウムの分離技術は重要である。本研究では、放射性セシウムを含有する土壌を試料化し、高気圧マイクロ波放電法で生成したアルゴンプラズマ[1]によって結晶構造の破壊による内部セシウム及び結晶表面セシウムをプラズマ化させることが可能ではないかと考え、分離を試みた。

2. 実験

使用した土試料は福島県南相馬市にて 2014 年に採取したもので、Cs-137 と Cs-134 を含有している。土試料はマッフル炉による水分および有機物の焼却をし、さらにメッシュ径 180μm のふるいによる分級を行い、Cs-137 数量：7.84E+01Bq、0.405g を試料とした。アルゴンプラズマ生成には S-band 高気圧マイクロ波放電装置 2.45GHz を用い、プラズマ生成条件はアルゴンの体積流量：1L/min、マイクロ波発振電力：0.7kW とした。図 1 にアルゴンプラズマの生成体系を示す。プラズマ生成種は活性炭を用い、プラズマ反応容器はプラズマ生成種部を空洞共振器内中心になるよう設置し、反応容器上部には捕集トラップを設けた。また、実験前後において試料は Ge 半導体検出器を用いて Cs-137 の数量を測定した。

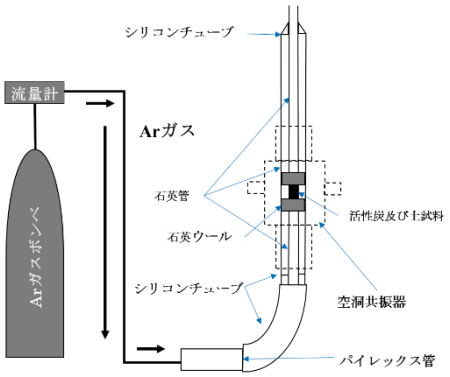


図 1　Ar プラズマ生成システム

3. 結果および考察

表 1 にアルゴンプラズマ生成前後の Cs-137 数量について示す。Ge 半導体検出器による測定から Cs-137 の数量はおよそ 49%の減少が確認でき、これにより土試料に吸着した Cs の分離が可能であると示唆される。詳細は講演時に報告する。

表 1　プラズマ生成前後での Cs-137 数量

	Cs-137 数量[Bq]
プラズマ生成前	7.84E+01
プラズマ生成後	3.99E+01

参考文献

[1] 砂川武義，山本香帆，Glenn HARVEL「高気圧マイクロ波放電法によるヨウ素捕集技術の研究」福井工業大学研究紀要第 46 号(2016), pp.160-168

---

*Yutaro Aoki[1], Glenn Harvel[2], Fumihito Mishima[1], Naoki Nomura[1], Takeyoshi Sunagawa[1]
[1]Fukui Univ. of Tech., [2]Univ. of Ontario Ins. of Tech.

亜臨界水イオン交換法によるバーミキュライトからの Cs^+脱離

Desorption of Cs^+ from vermiculite by subcritical water ion-exchange method

*竹下　健二[1]，稲葉 優介[1]，殷 祥標[1,2]，駒 義和[2]
1. 東京工業大学、2. 日本原子力研究開発機構、

亜臨界水でのイオン交換によるバーミキュライトからの Cs 脱離現象を定量的に理解するために、交換イオンに Mg^{2+}を用いた回分式のイオン交換実験により Cs で飽和されたバーミキュライトからの Cs 脱離率の時間変化を測定し、輸送現象論を用いて物質移動解析を行った。

キーワード：汚染土壌、亜臨界水、イオン交換、放射性セシウム

1. 背景および目的　除染で発生した汚染土壌は 1200 万 m^3 を超えるが、8000Bq/kg 以下でそのまま利用できるものと放射線量の減衰を待って再利用されるものを合わせれば 90%以上の土壌は特別な処理をすることなく将来再利用が見込まれる。しかしながら、環境省が示した汚染土壌の分類のうちカテゴリーC（15,000～62,000 Bq/kg）の土壌をふるい分けして得られた細粒分とカテゴリーD (62,000Bq/kg 以上)の土壌を合わせて 70 万 m^3 強の土壌は適切な処理により Cs の回収と放射性廃棄物の減容化を行う必要が出てくるであろう。我々の研究グループは、亜臨界水イオン交換法による汚染土壌からの放射性セシウム回収技術を研究してきた。これまでに土壌の中でも Cs が安定吸着されやすいバーミキュライトから Cs の完全回収に成功しており、現在は、汚染土壌の連続処理のためのカラム処理プロセスの開発研究を行っている。亜臨界水でのイオン交換によるバーミキュライトからの Cs 脱離現象を定量的に理解するために、交換イオンに Mg^{2+}を用いた回分式のイオン交換実験により Cs で飽和されたバーミキュライトからの Cs 脱離率の時間変化を測定し、輸送現象論を用いて物質移動解析を行った。

2. 実験手法　Cs を飽和吸着後のバーミキュライト粉末 2 g と 0.1 M $MgCl_2$ 水溶液 200 mL を回分式亜臨界水処理装置（回分式水熱処理装置）の圧力容器内へ入れ、密閉後、容器内を窒素ガスで置換し、容器内の圧力が 2 MPa になるまで窒素ガスを注入した。温度は 150℃あるいは 250℃で一定とし、フラクションコレクターを用いて約 1 mL ずつサンプルを回収した。その後、1、2、6、12 時間後に、同様の方法でサンプルを回収し、回収した溶液中の Cs 濃度を、原子吸光を用いて定量し、Cs 脱離率を算出した。

3. 実験結果　バーミキュライトの層間構造に吸着されている放射性 Cs^+を亜臨界水中の交換イオン（主に Mg^{2+}）でイオン交換することで脱離している。この時のイオン交換反応は

$$2R - Cs^+ + Mg^{2+} \leftrightarrow R - Mg^{2+} + 2Cs^+ \ldots(1)$$

で記述される。イオン交換過程の平衡関係は選択係数 Ks により記述できる。式(1)の選択係数 Ks は式(2)で表される。

$$Ks = \frac{q_{A_{Eq}} {C_{B_{Eq}}}^2}{C_{A_{Eq}} {q_{B_{Eq}}}^2} \quad \ldots(2)$$

また、イオン交換速度の評価については、未だ詳細なイオン交換過程が知られていないことから、バーミキュライトの層間構造中のイオン移動過程が律速であると仮定して、固相側の総括物質移動係数 k_Sa で評価した。この時、イオン交換速度は式(3)で記述される。

$$\frac{dq_A}{dt} = k_S a(q_A^* - q_A) \quad \ldots(3)$$

ここで q_A*は水溶液中の Mg^{2+}濃度 C_A に対して平衡な吸着 Mg^{2+}濃度を表している。従って $(q_A^*-q_A)$ は水相から固相に輸送される Mg^{2+}の推進力を表している。水相中の Cs^+濃度の時間変化のデータを使って初期条件 $t=0$, $C_B=0$、$C_A=C_A^0$ を用いて式(3)の微分方程式を Runge-Kutta-Gill 法を用いて解き、実験結果と解析結果をフィッティングすることにより k_Sa を決定した。**図 1** に実験結果を示す。6 時間程度でイオン交換平衡に到達した。この結果ら選択係数(式(2))を求め、それを用いて式(3)を解いて過渡特性を計算した。ある特定の k_Sa 値に対して解析解と実験値がよく一致し、k_Sa を決定できた。その結果、k_Sa は 250℃で 2.5×10^{-4} s^{-1}、150℃で 8.0×10^{-5} s^{-1} であった。温度を下げると物質移動係数は 1/3 程度に減少し、高温操作により高速で効率的に Cs を回収できることが分かった。

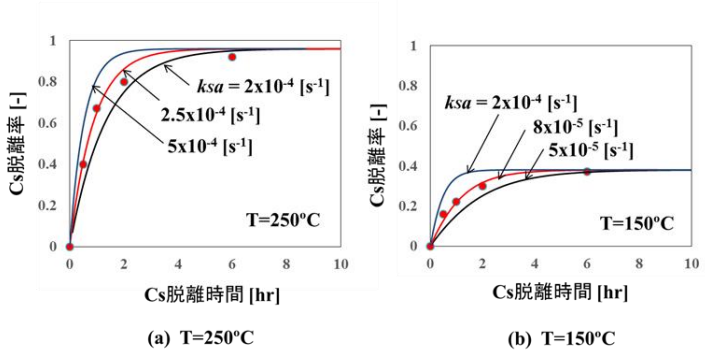


図1．Cs脱離回分試験の解析結果

謝辞　本研究の成果は環境省平成 30 年度環境研究総合推進費の支援によって得られたものである。

*Kenji Takeshita[1], Yusuke Inaba[2], Yin Xiangbiao[1,2], Yoshikazu Koma[2]
1. Tokyo Institute of Technology、2. Japan Atomic Energy Agency

アルミニウムを用いたアパタイト構造を有する Cs 含有固化体の合成

Synthesis and Characterization of immobilization of Cs in Apatite Wasteforms Containing Al

*金川　俊[1]，ZhiLi Dong[2]，Tim White[2]，土方　孝敏[3]，青山　友花子[1]，竹下　健二[1]

1.東京工業大学、2.南洋理工大学、3.電力中央研究所

東京電力福島第一原子力発電所事故により発生した放射性セシウム(Cs)を安定固定化するために、模擬廃液を用いてアパタイト固化体を合成した。合成試料の性状把握のため、X 線回折(XRD)を用いて構造分析、走査型電子顕微鏡(SEM)による表面観察、化学分析による元素濃度分析を行った。

キーワード：無機材料合成，セシウム固定化、セラミックス固化、アパタイト

1. 緒言　東京電力福島第一原子力発電所事故により発生した放射性 Cs の長期安定保管方法の検討がされている。本研究では、(1)式に示すように構造内に Cs や Sr 等 1~3 価の陽イオンを構造内に組み込むことが可能であるアパタイト構造に着目して、アルミニウム(Al)を用いた固相反応による新規固化体を合成した。また、各種分析装置を用いて合成した試料の性状把握を行った。

$$Al_xSr_{10-2x}Cs_x(PO_4)_6(OH)_2 \quad (0 \le x \le 5) \quad (1)$$

2. 方法　既往研究[1]における合成方法を参考に、$Al_2Sr_6Cs_2(PO_4)_6(OH)_2$ を目的物質として、硝酸セシウム、硝酸ストロンチウム、硝酸アルミニウム九水和物、リン酸二水素アンモニウムを用いて乾燥前駆体を作製した。得られた乾燥前駆体を焼成温度および焼成時間を考慮して焼成した。得られた試料に対して、X 線回折を用いて構造分析、走査型電子顕微鏡による表面観察、構成元素の含有量を確認するため化学分析を行い、性状把握を行った。

3. 結果・考察　各焼成温度で 6 時間焼成した乾燥前駆体の XRD パターンを図 1 に示す。500℃で加熱した場合、アパタイトの特徴的なピークが確認された。

500℃で焼成した試料および市販の水酸アパタイト($Ca_{10}(PO_4)_6(OH)_2$)を用いて、化学分析を行った。濃硫酸を用いて試料を全溶解させ、Cs は原子吸光分析(AAS)、Sr, Ca, Al, P は高周波誘導結合プラズマ発光分光分析法(ICP-OES)を用いて分析を行った。

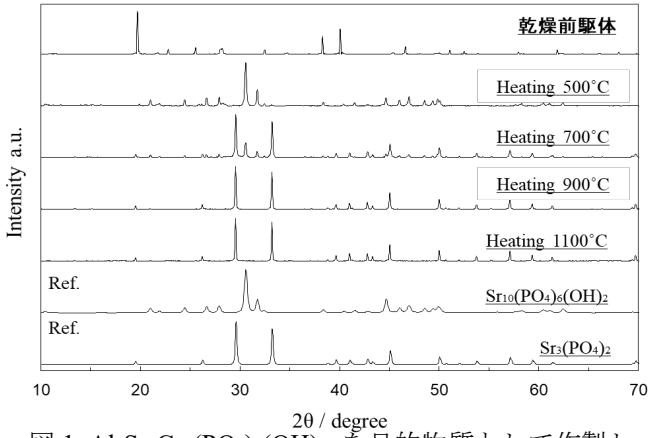


図 1. $Al_2Sr_6Cs_2(PO_4)_6(OH)_2$ を目的物質として作製した乾燥前駆体の各焼成温度における XRD パターン

表 1 に合成した試料および市販の水酸アパタイトの理論値および分析値の結果を示す。分析結果から、合成した試料は、量論比とほぼ同程度の Cs/Sr 比を有することが確認された。また、Cation/P 比については、理論値よりも低い値を示したが、同じ結果が市販の水酸アパタイトについても確認された。

表 1. $Al_2Sr_6Cs_2(PO_4)_6(OH)_2$ を目的物質として合成した試料と $Ca_{10}(PO_4)_6(OH)_2$ の量論比

	Cs/Sr	Al/Sr	P/Sr	Cs/Al	Cation/P
理論値	0.33	0.33	1.00	1.00	1.67
実験値	0.33	0.32	1.03	1.00	1.60

	Cation (Ca)/P
理論値	1.67
実験値	1.60

参考文献 [1] Synthesis of apatite phosphates containing Cs^+, Sr^{2+} and RE^{3+} ions and chemical durability studies, S. Pratheep Kumar, G. Buvaneswari, *Mater. Res. Bull*, Vol48, Issue2, 324-332(2013)

*Shun Kanagawa[1]，ZhiLi Dong[2]，Tim White[2]，Takatoshi Hizikata[3]，Yukako Aoyama[1]，Kenji Takeshita[1]

[1.] Tokyo Institute of Technology、[2.] Nanyang Technological University、[3.] Central Research Institute of Electric Power Industry

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

Thu. Sep 12, 2019 4:05 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[2B15-19] Fukushima Daiichi NPT Accident Waste Treatment 8

Chair:Noriko Asanuma(Tokai Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2B15] Cesium and Strontium adsorption characteristics on crystalline silicotitanite (CST) sorbent

*Takatoshi Hijikata[1], Kenta Inagaki[1], Tadafumi Koyama[1], Koichi Shimada[2], Yuta Mashiko[2], Tadashi Yamane[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2B16] Adsorption characteristics of cesium on sodium titanosilicate in washing solution of cesium-enriched fly ash

*Tsuneki Ichikawa[1,2], Kazuo Yamada[2], Takashi Sakuma[3], Shinsuke Miyabe[4] (1. Hokkaido Univ., 2. NIES, 3. EBARA Co., 4. Nippon Chem.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2B17] Fabrication and application of titanate nanowires for selective Sr adsorption

*Yuta Morioka[1], Teppei Saito[1], Naoki Asao[1,2], Kenji Tsuji[3], Kunihiro Tabata[3] (1. Shinshu Univ., 2. Tohoku Univ., 3. Chubu Electric Power)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2B18] Research and development of Spray dry processing technology for radioactive contaminated water.

*Kazukuni Furukawa[1] (1. OHKAWARA KAKOHKI Co,Ltd.)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2B19] Simulation of decommissioning system of subdrain using an adsorption column analysis code

*Kenta INAGAKI[1], Takatoshi Hijikata[1], Tadafumi Koyama[1], Yasuhiro Suzuki[2], Shinpei Kawasaki[2] (1. CRIEPI, 2. TEPCO HD)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

ケイチタン酸吸着剤（CST）のセシウムとストロンチウムの吸着特性

Cesium and Strontium adsorption characteristics on crystalline silicotitanite (CST) sorbent

*土方 孝敏[1]，稲垣 健太[1]，小山 正史[1]，島田 晃一[2]，増子 雄太[2]，山根 正嗣[2]
[1]一般財団法人電力中央研究所，[2]東京電力 HD

ケイチタン酸系吸着剤（CST）は、Cs イオンと Sr イオンを同時に吸着する特徴がある。平衡吸着試験とカラム試験により 4 種類の CST について Cs と Sr の平衡吸着特性・吸着速度特性を把握した。
キーワード：福島第一原子力発電所，セシウム、ストロンチウム、吸着剤、ケイチタン酸吸着剤

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理では、ケイチタン酸系吸着剤（CST）を用いて Cs と Sr を同時に除去している。4 種類の CST（A,B,C,D）について福島第一原子力発電所の模擬汚染水で吸着特性について評価した。

2. 平衡吸着試験

Ca：61, Mg：52, K：6, Na；191 ppm の模擬溶液に CsCl と $SrCl_2$ を混合した（Cs 濃度と Sr 濃度は約 2 ～2000 ppm）溶液を用いた。試験方法は前報[1]と同様なバッチ振とう法を用いた。Cs と Sr の吸着等温図を図 1 に示す。Langmuir 型の吸着($Q=\frac{abC}{1+aC}$)を示した。すべての吸着剤で Sr の吸着容量（Q）より Cs の吸着容量が大きくなった。C の吸着剤は、Cs と Sr の飽和吸着量（b）が他の吸着剤より大きくなった。Cs と Sr の平衡濃度（10^{-9}～10^{-7}mmol・cm^{-3}）の範囲で Cs の平衡吸着等温線は、A=B>C=D となり、Sr の平衡吸着等温線は、4 つの吸着剤でほぼ同じになった。

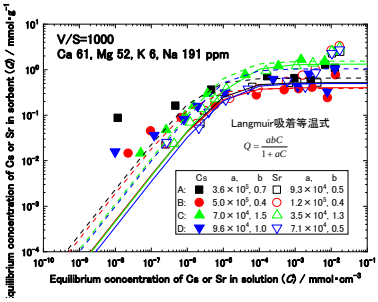


図 1　Cs と Sr の吸着等温図

3. カラム試験

試験方法は前報[2]と同様なカラム試験方法を用いた。Ca : 53, Mg : 54, K : 7, Na ; 185 ppm の模擬溶液に Cs と Sr を約 2ppm 添加した溶液を流速 : 約 36cm・min^{-1} で内径 2cm 充填高さ 6.5cm のカラムに流した。Cs と Sr の破過曲線を図 2 に示す。Bed Volume は、通液容量をカラム体積で割ったものと定義した。カラム試験では、Cs の破過曲線も Sr の破過曲線も、A>B>D>C の吸着剤の順で立ち上がりが早く、C が最も Cs と Sr を吸着することが分かった。さらに、Cs と Sr の破過曲線を比較すると、Cs は Sr より破過曲線の立ち上がりが遅いことから、Sr イオンより Cs イオンの方は吸着速度が速いものと考えられた。

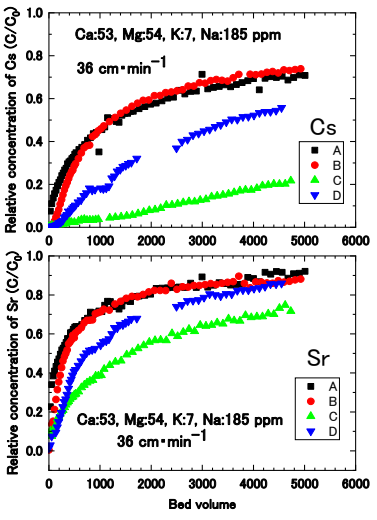


図 2　Cs と Sr の破過曲線

参考文献

[1] T. Tsukada et.al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 51, Nos. 7–8,886-893 (2014).
[2] T. Hijikata et.al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 51, Nos. 7–8,894-904 (2014).

---

*Takatoshi Hijikata[1], Kenta Inagaki[1], Tadafumi Koyama[1], Koichi Shimanda[2], Yuta Mashiko[2], and Tadashi Yamane[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry., [2]Tokyo Electric Power Company Holdings

セシウム濃縮飛灰水洗液中でのケイチタン酸ナトリウムのセシウム吸着特性

Adsorption characteristics of cesium on sodium titanosilicate in washing solution of cesium-enriched fly ash

*市川 恒樹[1,2]，山田 一夫[2]，佐久間 貴志[3]，宮部 慎介[4]
[1]北海道大学，[2]国立環境研究所，[3]荏原製作所，[4]日本化学工業

放射性 Cs 汚染廃棄物の高温乾式除染で生じた Cs 濃縮飛灰の水洗液中でのケイチタン酸ナトリウムの Cs^+ 吸着特性を測定した。水洗液中の K^+は Cs^+吸着を強く阻害するが、Na^+は阻害を抑制すること、および当該 Cs 吸着剤を用いる水洗液のクロマト処理により汚染廃棄物の重量を一万分の一にできることが分かった。

キーワード：ケイチタン酸ナトリウム，セシウム除去，飛灰，福島第一原発事故

1. 緒言

福島第一原発事故に伴って生じた多量の放射性 Cs 汚染廃棄物の処理法の一つに、高温乾式処理とイオンクロマト処理を組み合わせた高度減容化処理がある。この方法では、汚染廃棄物を高温乾式処理して Cs を飛灰側に移し、次に飛灰を水洗して Cs を水洗液に移し、さらに水洗液をイオンクロマト処理して Cs を Cs 吸着剤側に移行させる。放射性廃棄物の重量はこれらの処理によって数千分の一に減量化できるものと見込まれている。飛灰水洗液には天然 Cs 及び極微量の放射性 Cs に加えて、Cs の数万倍の Na および K が溶け込んでいる。このため高い減量率を達成するには高濃度の Na^+や K^+の存在下で Cs^+を選択的に吸着するカチオン交換体が必要となる。このような特性を持つカチオン交換体の一つにケイチタン酸ナトリウムがある。当該吸着剤は Cs 吸着能が高いことに加えて化学的に安定であることや使用済み吸着剤をそのままガラス化できることなどの利点があるので、飛灰水洗液中での当該吸着剤の Cs 吸着特性を測定した。

2. 実験と結果

適量の NaCl と KCl、および ^{137}Cs でラベルした微量の CsCl 等を含んだ飛灰模擬水洗液に、日本化学工業製 Cs 吸着用ケイチタン酸ナトリウム（ピュアセラム 809）を加え、吸着平衡に達した溶液を遠心分離、ろ過して得た濾液の ^{137}Cs 量を NaI 検出器で測定することにより、Cs 吸着量を決定した。このようにして得た吸着平衡状態の溶液中の Cs^+に対する K^+及び Na^+の相対濃度 $[K^+]/[Cs^+]$及び$[Na^+]/[Cs^+]$と Cs 吸着量[X-Cs]の関係を図 1 に示す。通常のイオン交換体とは異なり、K^+、Cs^+混合溶液にさらに Na^+を添加すると Cs^+の吸着量が増大することが分かる。これは当該吸着剤には Cs^+とイオン交換できるサイトとできないサイトの 2 種類があって、後者のサイト中の Na^+が K^+にイオン交換すると前者のサイトの Cs^+吸着能が低下するためである。前者すなわち Cs^+吸着サイトのイオン交換容量は 1.5eq/kg、後者のサイトが Na^+で占められた場合の Cs^+吸着の選択係数は、K^+に対して 3500、Na^+に対して 19500 となるので、飛灰水洗液中での飽和 Cs 吸着量は 10000ppm 程度となる。元の廃棄物中の Cs 含有量は 1ppm 程度なので、最終汚染廃棄物は 1/10000 に減量可能となる。

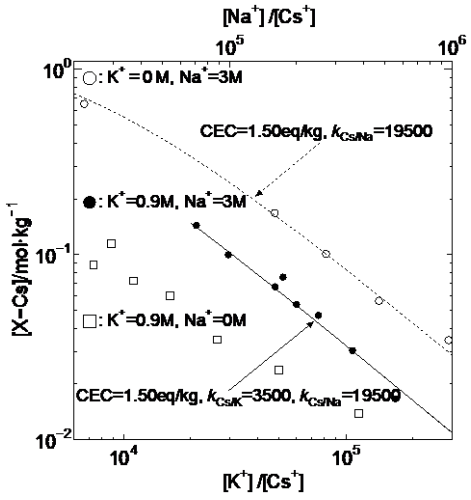


図１．飛灰模擬水洗液中での Cs^+吸着特性

*Tsuneki Ichikawa[1,2], Kazuo Yamada[2], Takashi Sakuma[3] and Shinsuke Miyabe[4]
[1]Hokkaido Univ., [2]National Institute for Environmental Studies, [3]EBARA Corporation, [4]Nippon Chemical Industrial Co. Ltd.

チタン酸塩ナノ材料を用いたストロンチウム吸着剤の開発と応用

Fabrication and Application of Titanate Nanowires for Selective Sr Adsorption

*森岡佑太[1]，齋藤哲平[1]，浅尾直樹[1,2]，辻建二[3]，田畑邦浩[3]

[1]信州大学，[2]東北大学，[3]中部電力(株)

チタン－亜鉛合金をアルカリ処理する脱合金過程を鍵としてナノワイヤー状のチタン酸バリウムを作製した。本材料を造粒化して人工海水条件におけるストロンチウム吸着性について検討した。

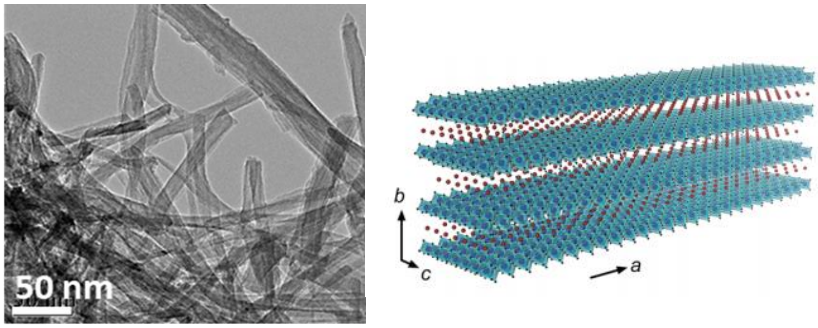
キーワード：チタン酸バリウム、ナノワイヤー、ストロンチウム、吸着剤、イオン交換、造粒体

1. 緒言

福島第一原子力発電所では、溶融した燃料や原子炉建屋内の放射性物質を含む汚染水が大量に発生している。現在、地下水の汲み上げや、多核種除去設備(ALPS)等で汚染水発生の量の低減や除染処理が進められているが、今後も引き続き除染活動を継続していくためには、より効率的な吸着剤の開発が望まれる。

2. 実験

チタン-亜鉛合金を水酸化ナトリウム水溶液に浸漬させたところ、亜鉛の選択的溶出とチタンの酸化が起こり、ナノワイヤー構造から成るチタン酸ナトリウムが得られた（左図)。本材料は酸化チタン層とナトリウムイオン層から成る層状構造を有しており（右図)、本材料を塩化バリウム水溶液に浸漬したところ、層間がバリウムイオンに交換されたチタン酸バリウムが得られた。これら材料を用いて、様々な条件でストロンチウムイオンの吸着性能を調べた。また、ポリエチレンイミンをバインダーとして造粒化を行い、400℃で焼成した造粒吸着剤（粒径 0.5-1.0 mm)を作製し吸着性能を調べた。



チタン酸ナトリウムの TEM 像（左図）と層状結晶構造（右図）

3. 結果

上記手法で得られたチタン酸ナトリウムのストロンチウムイオンに対する吸着性能は、最大吸着量が 4.8 meq./g であり、分配係数は 1 mM 塩化ストロンチウム水溶液において 1.3×10^{6} mL/g であった。しかし、模擬汚染水として人工海水条件下で吸着を行うと、分配係数の低下が見られた。そこで、層間イオンをバリウムイオンに交換したチタン酸バリウムを作製し検討したところ、人工海水条件下でも分配係数を向上させることに成功し、その造粒体の分配係数は 7.6×10^{3} mL/g であった。

参考文献

[1] Y. Ishikawa, S. Tsukimoto, K. S. Nakayama, N. Asao, *Nano Lett.* **2015**, *15*, 2980-2984.

[2] T. Saito, M. Zhang, R. D. Kavthe, K. Akagi, K. S. Nakayama, T. Adschiri, N. Asao, *Chem Lett*, **2017**, 46, 1825-1827.

---

*Yuta Morioka[1], Teppei Saito[1], Naoki Asao[1,2], Kenji Tsuji[3] and Kunihiro Tabata[3]

[1] Shinshu Univ., [2]Tohoku Univ., [3]Chubu Electric Power Co., Inc.

汚染水噴霧乾燥処理技術と装置の研究開発

Research and development of Spray dry processing technology for radioactive contaminated water.

*古川和邦[1]

[1]大川原化工機株式会社

福島第一原子力発電所の貯蔵汚染水などの汚染水に対し、完全蒸発乾燥処理を行い規制値以下として大気放出しゼロ排水とする技術を研究し、さらに短期間に大量処理可能なプロセスと装置を研究した。その研究開発状況を発表する。

キーワード：汚染水、噴霧乾燥、ゼロ排水、無排水化技術、多核種除去設備、福島第一原子力発電所、

1. 緒言

福島第一原子力発電所の放射線物質汚染水は、第一段階として多核種除去設備（ALPS）で処理して貯蔵している。今回研究開発した技術は、ALPS 処理水に含まれたセシウムやトリチウムなどの放射性物質を、吸収剤と一緒に泥状液体にし、噴霧乾燥技術を利用して瞬間濃縮蒸発乾燥することにより、水蒸気と粉体に分ける。水蒸気部分はさらに吸収剤を投入したろ過式集塵機により放射性物質を吸収させ、放出基準値以下にして大気放出をする。ALPS 処理水は、結果として約 100 分の１に減容化され粉体として回収される。本報告では本システムのメカニズムなどの研究状況について発表する。

2. 汚染水噴霧乾燥処理技術と装置

噴霧乾燥技術の研究を発展させて、ダイオキシン対策焼却炉排ガス瞬間冷却装置や火力発電所脱硫排液噴霧乾燥装置を研究開発してきたが、この技術をさらに研究して福島第一原子力発電所の ALPS 処理貯蔵水の無排水化のための噴霧乾燥処理プロセスを研究開発した。その新プロセスは下記を目標にした。

目標：１．放射性物質を含む汚染水などを、完全蒸発乾燥処理技術を利用してゼロ排水化する。

２．大量の汚染水を全自動連続運転で稼働出来、かつ１２０万トンを５年以内で処理可能な装置。

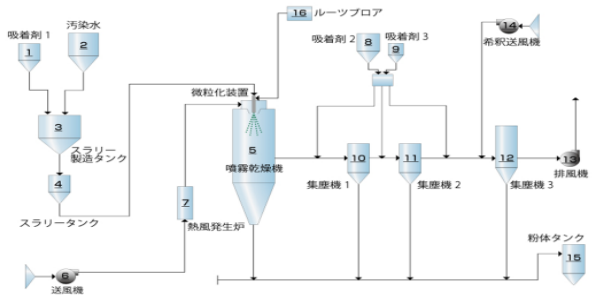


図１　汚染水噴霧乾燥処理装置概要図

	CASE1最低	CASE2低	CASE3標準	CASE4最高
最初の放射線量	1000とする	1000	1000	1000
噴霧乾燥機吸収率	50%	60%	80%	90%
第一集塵機吸収率	50%	60%	80%	90%
第二集塵機吸収率	50%	60%	80%	90%
第三集塵機吸収率	50%	60%	80%	90%
吸収剤中の回収放射線量	937.4995	974.3994	998.3992	999.8991
回収出来ない放射線量	62.5005	25.6006	1.6008	0.1009
放射線の回収率	93.74995%	97.43994%	99.83992%	99.98991%

図2予想効果

3.結論

福島第一原子力発電所などの貯蔵汚染水処理の無排水化処理案として提案可能な技術であると思われる。

参考文献

[1] 古川和邦、火力原子力発電大会 2018 年度研究発表要旨集 p50-51

*Kazukuni Furukawa[1]

[1]Ohkawara Kakohki Co.Ltd.

吸着材カラム解析コードを用いたサブドレン浄化装置の挙動評価

Simulation of decommissioning system of subdrain using an adsorption column analysis code

*稲垣 健太[1]，土方 孝敏[1]，小山 正史[1]，鈴木 康浩[2]，川崎 晋平[2]
[1]電中研，[2]東電 HD

電中研が開発した吸着材カラム挙動解析コードを用いて福島第一原子力発電所で稼動中のサブドレン浄化装置の除染性能を評価し、運転条件の最適化に向けたパラメーター解析を実施した。

キーワード：福島第一原子力発電所、吸着、サブドレン、カラム、シミュレーション

1. 序論

福島第一原子力発電所では、原子炉建屋の周辺のサブドレンから地下水を汲み上げて放射性物質（主として Cs と Sr）を除去して放出している。2015 年 9 月にサブドレン浄化設備が稼働した後、約 70 万トンを処理し、今後も継続される。そこで、吸着塔の交換時期の最適化を図るために、吸着材カラム挙動解析コード[1]を用いて、流速、吸着材充填高さ、吸着塔の塔数をパラメーターとしてサブドレン浄化装置設備の吸着塔 1 塔あたりの処理量の感度解析を実施した。

2. 吸着材カラム解析コード

解析に必要となる平衡定数および速度定数は、当所で実施した平衡試験および小カラム試験[2]で評価した値を用いた。サブドレン浄化装置の除染性能を評価するため、吸着材カラム解析コードで Ca:61, Mg:52, K:6, Na:191 ppm の溶液で、DF=約 200 で吸着塔を交換する連続運転の条件でシミュレーション計算を行った。

3. サブドレン浄化装置のパラメーター解析

流速 17～49cm/min をパラメーターとして高さ 2.8m の 3 塔の構成のサブドレン浄化装置での吸着塔を交換するまでの処理量を図 1(a)に示す。流速が 17cm/min から 49cm/min に速くなるにつれて、処理量は約 1/4 に減少した。36 cm/min では、49cm/min より 7000m^3 程度しか増加せず、流速を下げると装置の処理能力が低下するため、低流速の効果は限定的である。次に、吸着材充填高さを 1.5m から 2.8m と変化させた場合の吸着塔を交換するまでの処理量を図 1(b)に示す。高さを約 1.9 倍にすると処理量の増加は 2.5 倍となるが、吸着塔の圧力損失の制約もあり、効果は限定的である。サブドレンはこれまで 3 塔で運転されているが、5 塔の吸着塔があることから、Cs・Sr 同時吸着塔の塔数を変化させた場合の吸着塔を交換するまでの処理量を図 1(c)に示す。3 塔運転と比べると、4 塔で処理量は 1.5 倍、5 塔で 1.9 倍に増加することが示された。実機のサブドレン浄化装置は、2018 年の 9 月以前では吸着塔を 5～11 週で交換していたが、10 月以降の 4 塔運転では 15 週で交換しており、約 1.4 倍に延長され、シミュレーションの結果とほぼ整合した。今後、実機の運転条件の適切なモデル化を行い、さらなる挙動予測精度の向上を目指す。

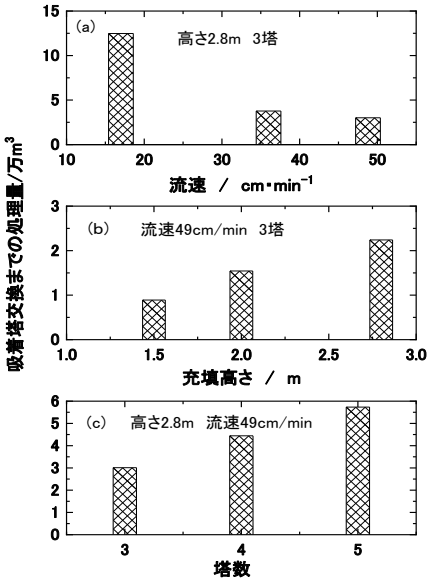


図 1 サブドレン浄化装置のパラメーター解析

[1] Inagaki et al., *J. of Nucl. Sci. and Tech*., 51 906-915, (2014).
[2] 土方孝敏ら， 日本原子力学会 2019 年秋の大会， 11-13,September 富山大学 (2019).

*Kenta Inagaki[1], Takatoshi Hijikata[1], Tadafumi Koyama[1], Yasuhiro Suzuki[2], Shinpei Kawasaki[2].
[1]CRIEPI., [2]TEPCO HD

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

Thu. Sep 12, 2019 5:25 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 8:25 AM - 9:30 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[2B20-23] Debris Treatment and Spent Nuclear Fuel Treatment

Chair:Yu Tachibana(Nagaoka Univ. of Tech.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2B20] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

(1)Overview of the project, and synthesis of the simulated debris

*Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Takayuki Sasaki[3], Yuta Kumagai[2], Ryoji Kusaka[2], Masayuki Watanabe[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA, 3. Kyoto Univ.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2B21] Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys

(2)Analysis of chemical state of U-Fe-Cr-Ni oxide by spectroscopic method

*Masayuki WATANABE[1], Yuta KUMAGAI[1], Ryoji KUSAKA[1], Takumi YOMOGIDA[1], Masami NAKADA[1], Akira KIRISHIMA[2], Daisuke AKIYAMA[2], Nobuaki SATO[2], Takayuki SASAKI[3] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ., 3. Kyoto Univ.)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2B22] Resource retrievability using phase separation in the direct vitrification system of used nuclear fuel with lead borate glass

*Naoki Tsukiyama[1], Kayo Sawada[1], Youichi Enokida[1] (1. Nagoya Univ.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2B23] The management of the spent nuclear fuel

*Shotaro Akahori[1] (1. University of Tokyo, psychiatrist)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究 （1）全体概要および模擬デブリの合成

Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys
(1) Overview of the project, and synthesis of the simulated debris

*桐島 陽[1]，秋山大輔[1]，佐藤修彰[1]，佐々木隆之[2]，渡邉雅之[3]，熊谷友多[3]，日下良二[3]

[1]東北大・多元研，[2]京大院・工，[3]JAEA

1F 事故では、構造材と溶融した燃料が高温で反応し合金相を含む燃料デブリが形成されたとみられる。本研究では、このような系の模擬デブリを合成し、構造評価、状態分析、核種浸漬試験を行い安定性の評価をおこなう。本発表では研究の全体概要と模擬デブリの合成について報告する。

キーワード：燃料デブリ，福島第一原子力発電所事故，合金デブリ

1. 緒言

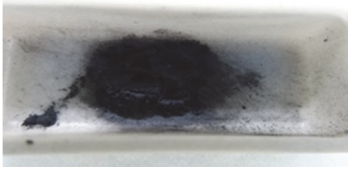
福島第一原発炉内では、SUS 配管や圧力容器等の構造材と溶融した燃料や被覆管成分が高温で反応し、合金相を含む燃料デブリが形成されたとみられる。このデブリは、昨今研究が進展しつつある酸化物主体の燃料被覆管デブリや MCCI デブリとその性状が大きく異なると予想される。そこで本研究プロジェクトでは、UO_2-SUS 系や UO_2-Zr(ZrO_2)-SUS 系の模擬デブリを高温熱処理により合成し、構造解析や状態分析を行い、構造的および化学的安定性を評価する。また、模擬デブリの熱中性子照射による FP 製造や、MA トレーサの添加を行い、経年変化処理として液性や温度を制御した水相への浸漬試験を行い、放射能毒性の高い核種がデブリ中で安定に存在しうるか、また水相への溶出が経時的に進行するかを調べる。さらに、デブリの酸化･溶出の加速につながる水の放射線分解反応の影響を評価する。これら模擬デブリの酸化物相および合金相の経年変化を分光学的に分析し、合金相を含む燃料デブリの長期安定性を評価する。本発表では 3 か年計画の研究の全体概要と模擬デブリの合成例について報告する。

2. 模擬デブリの合成

UO_2 および SUS304 粉末(ニラコ社製 100 mesh)をそれぞれモル比(U:Fe+Cr+Ni)が 1:1 となるように秤量し、メノウ乳鉢で約 5 分間摩砕混合した。これを電気炉にて 1200℃で 98% Ar + 2% O_2 の酸化性雰囲気で所定時間（最長 24 時間）加熱した。熱処理後、試料の XRD 測定および SEM-EDX 分析を行った。

3. 結果と考察

UO_2-SUS 系模擬デブリでは、1 時間の加熱では UO_2 が酸化した U_3O_8 相、SUS が酸化した$(Fe,Cr,Ni)_3O_4$ 相が確認された。また、微量成分として $UFeO_4$ 相が確認された。本加熱試験条件下において、加熱時間とともに $UFeO_4$ 相の相対ピーク強度が U_3O_8 に対して増大し、12 時間の加熱により $UFeO_4$ の相対ピーク強度が最大となることが分かった。SEM-EDX による観察および元素組成分析により模擬デブリ中の各粒界の元素組成を調べた結果、U を多く含む U_3O_8 相、U と Fe+Cr の原子数比がほぼ同程度の$(Fe,Cr)UO_4$ 相、および$(Fe,Cr,Ni)_3O_4$ 相が存在していることが確認された。



（写真）24h 加熱処理により合成した UO_2-SUS 模擬デブリ

【謝辞】本研究は、日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センターの「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の一部として実施した。

*Akira Kirishima[1], Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Takayuki Sasaki[2], Masayuki Watanabe[3], Yuta Kumagai[3], Ryoji Kusaka[3]

[1]Tohoku Univ., [2]Kyoto Univ., [3]JAEA,

合金相を含む燃料デブリの安定性評価のための基盤研究
（２）分光法によるウラン-ステンレス鋼系模擬デブリの化学状態分析

Research on the stability of fuel debris consisting of oxides and alloys
(2) Analysis of chemical state of U-Fe-Cr-Ni oxide by spectroscopic method

*渡邉　雅之[1]，熊谷 友多[1]，日下　良二[1]，蓬田　匠[1]，中田　正美[1]，桐島 陽[2]，秋山 大輔[2]，
佐藤 修彰[2]，佐々木 隆之[3]
[1]原子力機構，[2]東北大学，[3]京大院・工

本発表では、水の放射線分解に起因する酸化・溶解を分光学的に分析し、表面の化学状態の変化を評価するため、ウラン―ステンレス鋼系模擬デブリや、基準となる単成分のウラン化合物に関する表面化学状態について顕微蛍光分光法、顕微ラマン分光法、メスバウアー分光法での測定結果を報告する。

キーワード：燃料デブリ，福島第一原子力発電所事故，合金デブリ，顕微ラマン分光法，メスバウアー分光法，顕微蛍光分光法

1. 緒言

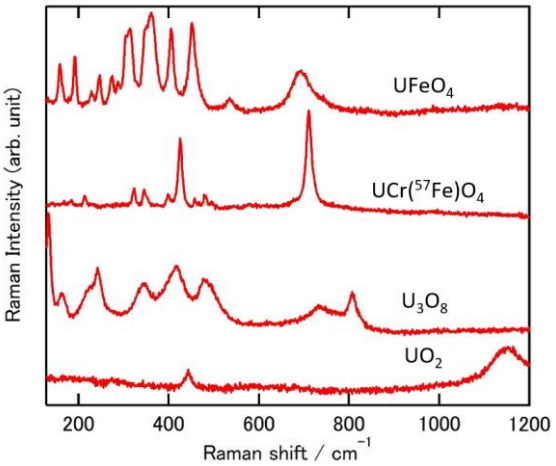
福島第一原発炉内の燃料デブリは、水の放射線分解反応が周囲で継続的に進む環境下に置かれていると推定されており、安定性を評価する上で、炉内環境における表面の化学状態の変化を考慮することが重要である。本研究では、顕微蛍光分光法、顕微ラマン分光法を用いて、合金相を含む UO_2-SUS 系の模擬デブリの化学状態についての情報を得るための分析を実施し、メスバウアー分光法により SUS 由来の鉄の原子価を調べ、模擬デブリの構造組成に関する知見を得た。

2. 実験

前発表で報告した模擬デブリサンプルのほか、成分ごとの分光学的特性データを取得するため、ウラン酸化物（UO_2、U_3O_8）、ウラン-鉄酸化物（$UFeO_4$）、ウラン-クロム（鉄）酸化物（$UCr(^{57}Fe)O_4$）の測定を行った。$UCr(^{57}Fe)O_4$ については、メスバウアー分光測定のため同位体濃縮鉄（$^{57}Fe_2O_3$）を添加（原子比率 U:Cr:Fe = 1:0.95:0.05）した。

3. 結果

結果の一例として顕微ラマン分光法で $UFeO_4$、$UCr(^{57}Fe)O_4$、UO_2 および U_3O_8 を試料としてラマン散乱スペクトルを測定した結果を図に示す。単純なプロファイルを示す UO_2 スペクトルに対して、U_3O_8 では低波数側に複雑なラマンバンドが観測され、$UFeO_4$ や $UCr(^{57}Fe)O_4$ にも、低波数側にラマンバンドが観測される。これらを基準スペクトルとして解析することで、表面化学状態変化の評価が可能となる。



(図)$UFeO_4$, $UCr(^{57}Fe)O_4$, U_3O_8, UO_2 の顕微ラマンスペクトル

【謝辞】本研究は、日本原子力研究開発機構・廃炉国際共同研究センターの「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の一部として実施した。

*Masayuki Watanabe[1], Yuta Kumagai[1], Ryoji Kusaka[1], Takumi Yomogida[1], Masami Nakada[1], Akira Kirishima[2], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2] and Takayuki Sasaki[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tohoku Univ., [3]Kyoto Univ.

使用済核燃料の鉛ホウ酸ガラスによる直接ガラス固化システムにおける分相を利用した資源回収可能性の検討

Resource retrievability using phase separation in the direct vitrification system of used nuclear fuel with lead borate glass

*築山 直生[1]，澤田 佳代[1]，榎田 洋一[1]
[1]名古屋大学

Nd_2O_3を含む鉛ホウケイ酸ガラスにB_2O_3を加えて，1000℃で3時間加熱することで分相させた．分相によって鉛ホウケイ酸ガラスの硝酸に対する溶出性が向上することを確認できた．
キーワード：鉛ホウ酸ガラス，分相，ガラス固化

1. 緒言

使用済核燃料の直接ガラス固化法として，90年代に米国にて鉛ホウ酸ガラスによるガラス材料酸化溶解システム(GMODS)が提案された[1]．この方法は，金属被覆管ごと剪断燃料をガラスに溶解した後，SiO_2の添加による組成調整によって生成固化体に耐水性を付加することが可能である．一方，エネルギー資源に乏しい我国では，将来を見据えて廃棄体からの資源回収性についても考慮する必要があると考える．本研究ではガラスの分相現象を利用し，鉛ホウ酸ガラスを用いて作製した固化体からの資源回収可能性を示すことを目的とした．

2. 実験方法

ガラス試料，61 wt% PbO - 10 B_2O_3 - 24 SiO_2 - 5 Nd_2O_3粉末10 gにB_2O_3(富士フィルム和光純薬工業)1.5 gを加え，マッフル炉で1000℃，3時間加熱を行った後，室温で急冷し，分相ガラスを得た．それぞれの相の組成を求めるため，試料の一部分を濃硝酸で溶解し，ICP-AES(島津，ICPE-9000)を用いて濃度測定を行った．酸による浸出性については，るつぼごと分相ガラスを切断機で縦に2分割し，これをPFA容器内で1 mol dm^{-3}硝酸に室温で18時間浸漬することで硝酸に溶解した元素濃度を測定した．なお，浸漬後，容器内には未溶解ガラスの付着したるつぼ以外に白色沈殿が存在したため，この沈殿物をアルカリ融解により溶液化した後，ICP-AESによる成分分析を行った．

3. 結果と考察

図1に示すように，分相処理後の試料は白濁した上相と透明な下相の二つに分離した．表1に上・下相の組成を示す．Pbは下相，Bは上相での含有率が高かった．分相剤として加えたB_2O_3の融体と鉛ホウ酸ガラスの比重差が大きいため，対流が不充分で局所的な分相に留まったと考えられる．

一方，図2にネオジムとガラス全体の硝酸での溶出割合を示す．分相していない鉛ホウケイ酸ガラスでは溶出割合が60%程であったのに対して，分相処理を施すことで溶出割合の向上が確認され，80%以上となった．この残りの20%には少量の未溶解ガラスと白色沈殿が含まれ，白色沈殿の分析結果より，45%がSiすなわち酸化物換算ではSiO_2が99%であることが確認された．鉛の含まれていないホウケイ酸ガラスについてもB_2O_3等で組成調整して分相させた試料を酸で浸出すると易溶性のホウ酸相が溶け出し，SiO_2の骨格が残ることが知られている[2]．本結果より，鉛ホウケイ酸ガラスについても分相と酸浸出により資源回収が可能であることが明らかとなった．

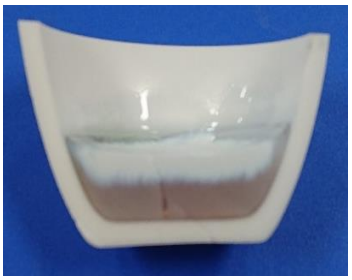


図1 分相ガラス試料の断面

表1 組成

	酸化物含有率 [wt%]			
	PbO	B_2O_3	SiO_2	Nd_2O_3
上相	54	25	18	3
下相	60	19	18	3

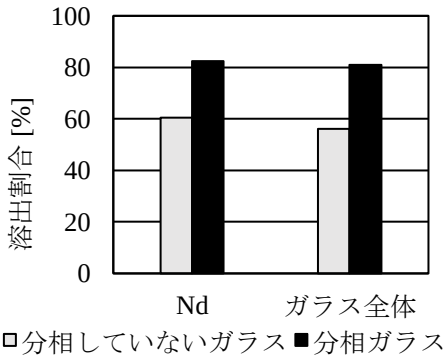


図2 分相による溶出性の向上

4. 結論

B_2O_3を加え1000℃で3時間加熱することで分相させた鉛ホウケイ酸ガラスは，分相していないガラスに比べて溶出性が向上することを確認できた．

参考文献

[1] C. W. Forsberg *et al.*, Oak Ridge National Laboratory, CONF-941207-18(1994).
[2] K. Uruga *et al.*, Journal of Nuclear Science and Technology, **45**, 889-898(2008).

---

*Naoki Tsukiyama[1], Kayo Sawada[1] and Youichi Enokida[1]
[1]Nagoya Univ.

使用済核燃料の処理について

The management of the spent nuclear fuel

✴　赤堀　将太郎　医師、東京大学、株式会社スタンダードパワー

使用済核燃料をフッ素もしくはフッ化窒素で処理し、その後溶融塩高速炉に入れて燃焼させる方法について、継続して研究開発を行なっている。

キーワード：溶融塩炉、プルトニウム消滅

１．序章

使用済核燃料の処理方法については様々な方法が検討されているが、その中でも特にフッ化窒素を用いた温度依存的な処理方法について検討した。McNamara らによるフッ化プロセスを例に、熱力学的評価を行なった。(1)

２.フッ化処理の概要

使用済核燃料を三フッ化窒素で処理することで、反応温度を段階的に高めて放射性核種を分離していく。(2)

①300℃において Tc と Mo を回収②400℃において Nb,Pd,Sn などの貴金属類を回収③500℃においてウランを UF_6 として揮発回収④残留した Pu,Np,Am,Cm 等のアクチニド、ランタニド、その他 FP を濾過処理、という４ステップを踏む。

３．検討方法

検討のための熱力学データベースとして,科学技術社の MALT for Windows を使用した。また平衡状態計算のために付属の gem パッケージを利用した。それにより初期条件の組成と温度・圧力を指定することで、熱力学的に最も安定な状態を算出した。本検討では、ボロキシデーション、各フッ化プロセス（300℃,400℃,550℃）の温度・雰囲気条件での平衡組成を熱力学平衡計算により導出し、当該プロセスの実現性の検討及び熱力学的に可能な分離プロセスを特定した。

４.まとめ

NF3 による U 等の主要な酸化物のフッ化は熱力学的には実現可能性がある。しかしながら、McNamara の論文では、共酸化物の存在や他の酸化物が共存している条件は考慮されていない。今後は共酸化物や他の酸化物の共存状態を考慮に入れ、より厳密に熱力学的計算を行なっていく。

参考文献

(1) Hirose 「平成２５年度国家課題対応型研究推進事業に応募を目処する提案技術の説明」

(2) B.K. McNamara, et al., Nitrogen Trifluoride-Based Fluoride-Volatility Separations Process: Initial Studies, PNNL-20775 (2011)

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

Thu. Sep 12, 2019 10:00 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[2C01-03] Analysis, Scinario Evaluation and System Development 1

Chair:Toru Kitagaki(JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2C01] Inspection of storage efficiency and nonproliferation by the dismantling experiment of control rods

Development of a technique preventing B4C diffusion during volume reduction of spent control rods(2)

*Makoto Tatemura[1], Masatoshi Itagaki[2], Keisuke Kurihara[2], Serbouti Yassine[2], Yutaka Kometani[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2C02] Development of simultaneous evaluation method for integral dose and work efficiency by motion capture data

*Ryuichiro Yamagishi[1], Naotoshi Kuwamuro[1] (1. WERC)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2C03] Semantic network for nuclear decommissioning knowledge management

Semantic network

*Yasuyoshi Taruta[1,2], Satoshi Yanagihara[2], Daisuke Kawasaki[2], Yukihiro Iguchi[1,2], Kouda Yuya[1], Kouichi Tomoda[1] (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

制御棒の一貫解体による拡散防止効果と収納効率検証
使用済み制御棒の減容処理に伴う B_4C 粉体の拡散防止技術の開発(2)

Inspection of storage efficiency and nonproliferation by the dismantling experiment of control rods
Development of a technique preventing B_4C diffusion during volume reduction of spent control rods(2)

*舘村 誠[1]，板垣 昌利[2]，栗原 圭祐[2]，Serbouti Yassine[2]，米谷 豊[2]，
[1]日立製作所，[2]日立ＧＥニュークリア・エナジー

使用済み制御棒の減容による環境と廃炉コスト両立を図る解体技術の開発を目的に、制御棒の解体減容実験を実施した。短冊片への解体では B_4C 粉体の水中拡散防止技術で切断し、水槽水中の B_4C 粉体量を分析した拡散防止技術の評価と、切断後の短冊片の状態よりその収納効率を評価した結果を報告する。

キーワード：減容，使用済み制御棒，B_4C，水中プラズマ溶断

1. 緒言

使用済み制御棒などの炉内構造物 L1 廃棄物は、収納容器(1 辺 1.6m 角立方体)に収める大きさへ解体し、深度 70m 以上の処分施設に埋設する計画である[1]。本研究は収納効率が高く、環境への影響を小さくするため、制御棒を短冊状に切断する際の課題である B_4C 粉体の水中拡散を防止する水中プラズマ溶断技術を検討してきた[2]。今回この拡散防止技術を用い、実際の制御棒から容器(1 辺 1.6m 角立方体)へ収納する大きさまで解体する解体実験を通し、拡散防止効果、短冊片の状態および収納効率を評価した。

2. 実験方法および結果

十字形断面の制御棒(全長約 4m)は、まずプラズマ切断でリミッタ部を分離し、次にブレード(長さ約 3.8m、 幅約 130mm、厚さ約 8mm)4 枚へと解体した。分離したブレードは B_4C 拡散防止技術で水中プラズマ溶断し、短冊片に切断した．図 1 にブレード 1 枚(長さ約 3.8m)から水中プラズマ溶断で 4 枚の短冊片(長さ約 1m)に切断したときの様子を示す。一貫解体の結果、制御棒はリミッタ部 1 個と短冊片(長さ約 1m、 幅約 130mm、厚さ約 8mm)16 枚へ分割できることを確認した。一方、切断後の水槽水中の B_4C 粉体量を分析した結果、制御棒一体あたりに拡散した B_4C 粉体量は制御棒一体に内在する B_4C 粉体総量 6900g に比べ 4.5g(0.07%)であり、非常に少ない。短冊片の形状は図に示すように切断時の熱影響による反り、変形は小さく、収納容器(1 辺 1.6m 角立方体)には制御棒約 50 体分を収納できる見通しを得た。

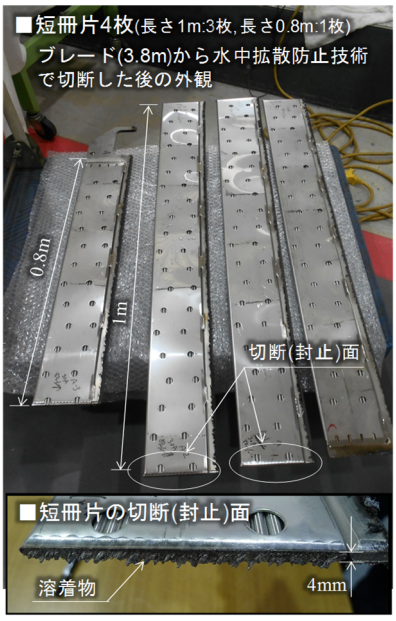


図 1 切断後の短冊片

3. 結論

制御棒の解体実験結果より、リミッタ部 1 個と短冊片(長さ 1m)16 枚に分割できることを確認し、B_4C 粉体の水中拡散防止効果と高い収納効率が得られる見通しを得た。

参考文献

[1] 原子力規制委員会: 中深度処分等に係る規制基準等の策定について、 平成 30 年 8 月 1 日資料 3 (2018).

[2] 舘村 他: 使用済み制御棒の減容処理に伴う内包物 B_4C 粉体の拡散防止技術の開発、原子力バックエンド研究部会誌、6 月号 Vol.26 No.1(2019).

*Makoto Tatemura[1], Masatoshi Itagaki[2], Keisuke Kurihara[2] ,Serbouti Yassine[2] ,Yutaka Kometani[2]

[1]Hitachi, Ltd. [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

積算線量と作業効率をモーションキャプチャデータから同時評価する手法の開発

Development of simultaneous evaluation method for integral dose and work efficiency by motion capture data

*山岸　隆一郎[1], 桑室　直俊[1]
[1]（公財）若狭湾エネルギー研究センター

モーションキャプチャ技術とモックアップ等を活用して、放射線曝露環境内作業における人・機械の積算線量とその作業効率評価を事前に行う手法と、それを用いたレーザー除染機の作業評価事例を報告する。

キーワード：原子炉廃止措置, 人材育成

1. 緒言

廃止措置等の作業を計画する場合、事前調査で把握した空間線量分布や、モックアップ等の利用から得られた総作業必要時間をもとに、大凡の作業効率を算定して事前評価を行うが、全てをより安全側へ推定せざるをえないため、実作業が長期間・大人数になればなるほど誤差の積み重ねが無視できなくなり、頻繁な計画変更の原因となりうる。そこで、事前計画段階におけるより精度の高い作業予測用情報取得を目的として、モーションキャプチャ技術を新たに用い、非放射線曝露環境下で模擬的に放射線曝露環境を再現することで、計画毎の作業効率や総積算線量を評価可能とする手法を開発した。

2. 研究目的

本研究の目的は、非放射線曝露環境下においても現場と同等の放射線環境を疑似的に再現し、作業計画毎の効率を事前評価可能とする手法の開発にある。



図.1. 床面専用ロボットレーザー除染装置外観

3. 研究

本研究では、我々の所有する床面専用ロボットレーザー除染装置（図.1. ）とその操作作業者の計画毎の作業効率と積算線量を同時評価した。

一例を図.2. に示したように、本研究では 6 m 四方のモーションキャプチャエリア内に任意設定した空間線量領域（Field 1 ～3 ）内で、作業計画に沿って操作した実際の軌跡データから、作業内容や線量分布毎の除染面積や装置・作業者両方の積算線量を自動積算で取得している。

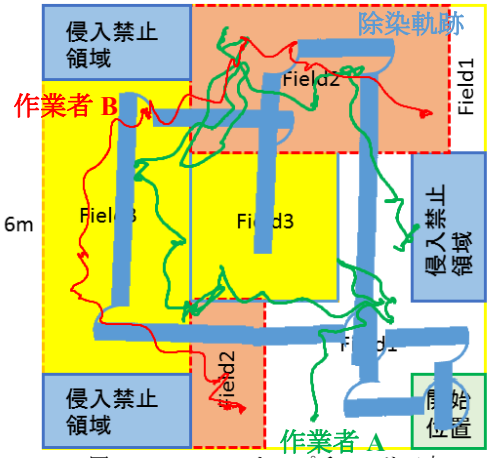


図.2. モーションキャプチャエリア内に設定された各領域と、各軌跡の例

4. 結論

作業計画毎に試行を行い、各計画における装置・作業者両方の積算線量と、その変動率や作業効率データを同時取得することで、事前計画の評価がより精度高く行えることとなった。

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

廃止措置知識マネジメントにおける知識表現
（1）意味ネットワークによる表現

Knowledge representation in decommissioning knowledge management
(1) Expression by semantic network

*樽田　泰宜[1,2]，川崎　大介[1]，柳原　敏[1]，井口　幸弘[1,2]，香田　有哉[2]，友田　光一[2]
[1]福井大学，[2]日本原子力研究開発機構

抄録　本研究は，廃止措置知識マネジメントにおける知識表現として，意味ネットワークに着目した．知識マネジメントでは，情報管理だけでなく知識創造も内包しており，適切な知識表現は重要な課題である．今回は，過去情報の表現に対して意味ネットワークやオントロジーから検討を行った．

キーワード：廃止措置，知識マネジメント，セマンティックウェブ，オントロジー

1. 緒言

廃止措置では，建設や運転時の過去の情報を適切に活用することが求められているが，過去の情報はそれぞれ異なる書式や形式で保存されている．また，組織名称が変わるなど付加情報の変更は，情報の利活用の障害でもある．本研究では，RDF（Resource Description Framework）[1]や意味ネットワークの考え方を用いて情報と情報の意味を明記し，過去の情報や現在の情報に関連性を持たすことでこれらの解決を目指す．

2. 意味ネットワーク

意味ネットワークはセマンティックウェブとも呼ばれており，計算機のデータの可読性を高めて高度な情報のやり取りを実現しようとするものである．例えば，データに意味のタグ付けや，データ間に関係性を付加することが行われる．この考えを活用して，例えば，原子力発電所では多くの資料が扱われているが，廃止措置に移行で，組織名称の変更や作成者の帰属先の変更などにより資料の付加情報が変更されたりする．組織 A で作成者 O が作成した資料 I の付加情報（またはタグ情報）として，作成機関はその時の組織名となるが，組織 A が組織 B に名称を変更した場合に，作成機関の名称に紐付けが行われていると組織 B に変更になる．さらに組織 B が組織 C に変更したり，作成者 O も併せて所属組織が変更したりすると，O 氏が組織 A，B，C の複数いることになったりする．これは，計算機による可読性（検索性）の障害ともなる．これまで，著者らは廃止措置に関するオントロジーの構築を行ってきており，これを活用し，まず，人的ネットワークと過去の所属部署に関する知識表現としてロール概念[2]を適応し人の継続性について考察した．

3. 結論

ロール概念を用いることで，組織 A に所属している O 氏は，組織 A での職員ロールを演じており，組織 B や C に変更しても，そこでの職員ロールを演じるものと考える．このように考えると，O 氏の連続性と組織の非連続性を同時に扱えることになる．また，O 氏がその他，作成した資料や情報に関しても，複数の課を経験したり，運転員を経験していたりしても，ロール概念を用いることで解決できる．今後は，システム上で同種の概念を活用するためのプラットフォームやその方策について検討する．

参考文献

[1] W3C, Resource Description Framework (RDF), https://www.w3.org/2001/sw/wiki/RDF, (2019 年 6 月閲覧)
[2] 溝口理一郎, 2005, オントロジー工学, オーム社

---

*Yasuyoshi Taruta[1, 2], Daisuke Kawasaki[1] Satoshi Yanagihara[1], Yukihiro Iguchi[1,2], Yuya Kouda[2], Koichi Tomoda[2]
[1]University of Fukui, [2]Japan Atomic Energy Agency.

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

Thu. Sep 12, 2019 10:50 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[2C04-07] Analysis, Scinario Evaluation and System Development 2

Chair:Eisuke John Minehara(LDD)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2C04] Comparison of actual dismantling process costs of a nuclear fuel cycle facility with estimation results by the DECOST

*Nobuo Takahashi[1], Takuya Kurosawa[2], Yoshihiro Meguro[1] (1. JAEA, 2. NEL)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2C05] Optimization of decontamination and demolition of a reactor building and waste disposal

Sensitivity of the costs to the parameters of measurement and decontamination

*Katsuyoshi Tsuchiya[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. University of Fukui)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2C06] Schedule risk analysis for dismantling activities of core components in a decommissioning project

*Ryota Sugimoto[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. FUKUI Univ.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2C07] Effects of neutron-activation characteristics of reactor components on waste categorization

*Kouhei Igarashi[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. Fukui university)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

解体実例に基づく核燃料サイクル施設の解体工程別費用と DECOST による見積り結果との比較

Comparison of actual dismantling process costs of a nuclear fuel cycle facility with estimation results by the DECOST

*高橋 信雄[1]，黒澤 卓也[2]，目黒 義弘[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]原子力エンジニアリング株式会社

原子力機構における核燃料サイクル施設の解体実例に基づき、はつり費や設備解体費などの工程別費用を整理した。また同施設の工程別費用を DECOST（原子力施設廃止措置費用簡易評価コード）を用いて見積もり、先の整理結果と比較した。比較結果から、DECOST の工程別費用の見積もり精度などを評価した。

キーワード：廃止措置，費用見積，DECOST

1. 緒言：我が国では、事業者が原子力施設の廃止措置費用を見積り、それを廃止措置実施方針に記載、公表しなければならない。そのため原子力機構は、多種多様な原子力施設の解体費用を事前に簡易評価するために開発してきた DECOST を用いて、各施設の廃止措置費用を見積っている。DECOST によって見積もられる施設の総解体費用の精度は、動力試験炉(JPDR)解体実績等と比較し、それが-50～+100%の範囲であり、AACE(American Association of Cost Engineering)が示す等級 Class5(概算見積り)に相当する評価法であることを確認している。DECOST では解体費用をいくつかの評価項目に分け、各項目の費用をそれぞれ算出し、それらを合計して総解体費用としている。しかし、これまでに各評価項目の精度を評価していない。そこで本発表では、核燃料物質使用施設の解体実績データを基に、はつり費や機器解体費等の解体工程別の実費用を求め、DECOST によって見積もった費用と比較し、その精度を評価した。

2. 検証手順： 対象施設の建屋解体が行われた平成 21 年から 25 年度までの 5 年間の工事契約 14 件の契約額を合わせて解体の総実費用とした。この総実費用を、契約内容や参考見積書を基に、DECOST 評価項目と合致するように、機器解体費、はつり費等の直接的費用及び調査・計画費や諸経費等の付帯的費用の計 11 項目の工程別費用に振分けた。その結果を DECOST による見積り値と比較した。

3. 比較結果：対象施設の解体総実費用と工程別実費用(左側)及び DECOST による評価結果(右側)を棒グラフに整理したものを図に示す。解体総実費用が約 2.9 億円に対し、DECOST による見積り値は約 3.9 億円であり、見積りの誤差は約+40%だった。また工程別費用では、②機器解体費、⑥設備・資材費及び⑨現場管理費等の 7 項目が Class5 を満たす精度であったが、③はつり費では見積りの誤差は約+660%であった。

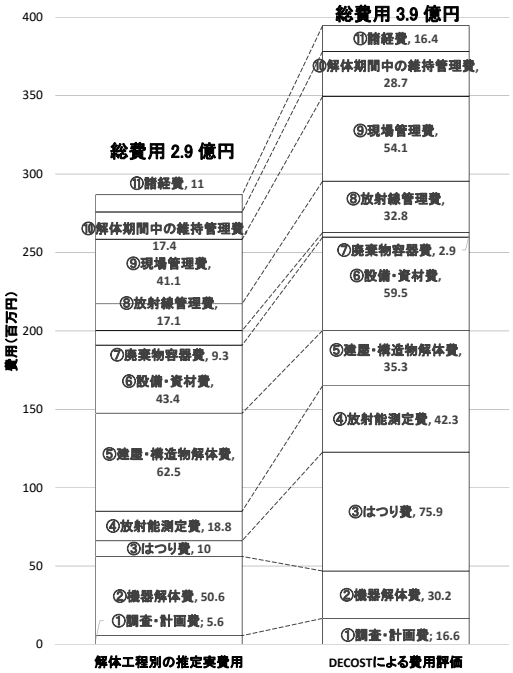


図 実費用と DECOST 評価結果との比較

4. 考察：比較結果から工程別費用についても DECOST が Class5 を概ね満足する評価法であることが確認できた。一方、はつり作業に係る DECOST による見積り値は実費用よりも大変に多く、見積りの誤差は約+660%となった。これは次の点により両者の結果が乖離したためと考える。第一に、対象とした施設は汚染の程度が低く、はつり作業が表層剥離だけで完了している。他方、DECOST による評価では、深層剥離費の約 2,500 万円が計上されている。第二に今回の総実費用には、年間役務契約で実施した廃止措置の費用を含めていない。これは当該契約には施設の解体に直接係らない業務(施設管理等)も含まれており、また、役務の費用を解体工程別費用の項目に振分けることができなかったことによる。しかし、当該契約の中ではつり作業を行った記録が残されている。したがって、実際の③はつり費は振分け結果より大きかった可能性がある。②機器解体費及び⑤建屋・構造物解体費は、DECOST の見積り値の方が実費用よりも小さかった。DECOST では、これら費用の計算に想定解体廃棄物量を用いるが、この想定物量が実際の解体廃棄物量を約 30%少なかったため、過少評価となった。④放射能測定費は、DECOST の見積り値の方が実費用よりも大きかった。ただし、測定作業に関する工事契約自体が少なく、③はつり費と同様に年間役務契約の中でいくらかの測定が実施されたと考えられる。⑧放射線管理費は、DECOST の見積り値の方が実費用より大きかった。実際の解体では管理区域解除後に建屋を解体しているが、DECOST では建屋解体後に規制解除を行うとし、建家解体作業に伴う放射線管理費を計上したためと考える。

このように工事契約に基づき実費用を評価した場合、契約内容による実績データの不足が課題となる。ただし、より精緻にデータを収集することによって、その実費用と見積り値の差が小さくなると考えられることから、工程別費用でも DECOST は十分な精度を有する評価手法といえる。

*Nobuo Takahashi[1], Takuya Kurosawa[2] and Yoshihiro Meguro[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nuclear Engineering Ltd.

原子炉建屋の除染・解体・廃棄物処分の最適化
測定・除染のパラメータに対する費用の感度分析

Optimization of decontamination and demolition of a reactor building and waste disposal
Sensitivity of the costs to the parameters of measurement and decontamination

*土屋 克嘉[1]，川崎 大介[1]，柳原 敏[1]
[1]福井大学

原子力発電所の廃止措置における除染・解体・廃棄物処分の費用を概算するモデルを作成し、測定及び除染方法の最適化の検討を行った。対象となる床を分割した区画ごとに測定・除染することを想定し、区画分割の細かさをパラメータとして、除染費用や測定費用、廃棄物の処分費用の感度分析を行った。

キーワード：廃止措置，最適化，除染費用，測定費用，処分費用

1. 緒言

廃止措置計画を策定する上で、費用の見積もりとその低減方策は重要な検討課題である。廃棄物処分費の低減には、汚染領域を過不足なく除染して放射性廃棄物の発生量を抑えることが有用と考えられるが、一方で汚染領域を正確に把握するために細かく測定を行うと測定の費用が増加するとも考えられる。本研究では建屋の測定と除染の細かさと費用に着目し、最適な測定・除染の方法を調べた。

2. 検討方法

図 1 に示すように、円形の汚染がある建屋の床を測定・除染する作業について検討した。面積 x^2 m^2 の各区画で 1 回ずつ測定を行い、1 つの区画内に汚染された領域がある場合にはその区画を除染し、汚染の無い区画では除染を行わないものとした。除染ではコンクリート表面を 2.5 cm 斫ることとし､削り取られた部分は L3 廃棄物として処分することを仮定した。

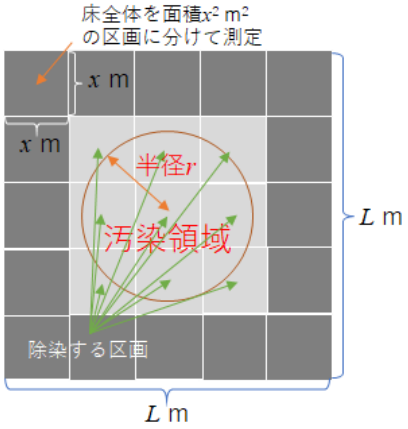


図 1　床の汚染領域と測定・除染する区画の関係

上記の測定、除染、処分に係る費用を、区画面積 x^2 m^2 を変化させて計算し、各々の費用の区画面積に対する依存性を確認した。それぞれの費用について、測定費用は測定回数に、除染費用は除染する面積に、処分費用は L3 廃棄物の物量にそれぞれ比例するとした。更にこれらの総費用を最小とする区画面積を算出した。

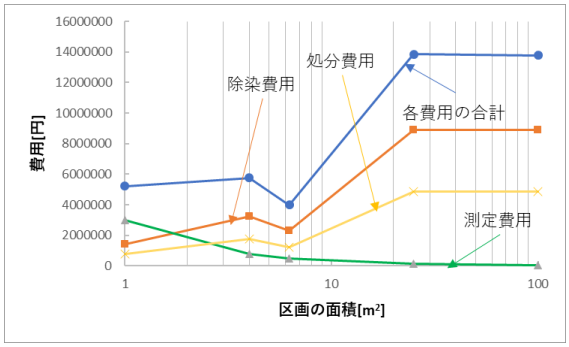


図 2　区画面積に対する各費用の計算結果（$L = 10$ m, $r = 2$ m）

3. 結果

図 2 は区画面積の変化に対する各種費用の変化を示している。測定費用は区画面積に反比例する。一方、除染費用と処分費用は除染する面積に比例するので大局的には 1 区画が狭いほど小さくなる傾向を示す。区画面積 $x^2 = 6.25$ m^2 において除染費用と処分費用が小さいが、計算モデルにおける汚染領域の形状と位置の取り扱い方に起因すると考えられ、任意の汚染状況に対して最適とは言えない。

4. まとめ

汚染された床を測定・除染のための区画に分割し、測定、除染、処分に係る費用の区画面積に対する依存性を確認した。発表では汚染領域の半径を任意に設定した検討結果を報告する。

*Katsuyoshi Tsuchiya[1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1], [1]University of Fukui

廃止措置工事の原子炉領域解体撤去に係る遅延リスクの検討

Schedule risk analysis for dismantling activities of core components in a decommissioning project

*杉本 涼太[1]，川崎 大介[1]，柳原 敏[1]
[1]福井大学

動力試験炉(JPDR)の廃止措置工事で得られた作業データの分析を行い、炉内構造物、生体遮蔽などの遠隔解体、建屋除染、建屋解体などの作業期間の分布を算出した。この結果に基づき、原子炉建屋解体の工程について感度解析を行い、解体作業の条件が作業期間に及ぼす影響について検討を行った。

キーワード：廃止措置、人工数、工程遅延、炉心部機器、不確実性

1. はじめに　廃止措置工事の実施に当たっては、予め遅延リスクを含めた作業工程を策定することが重要であり、このために作業期間の不確実性を見積もる必要がある。手作業で解体を行う在来工法による作業では、作業人員を増やすことが作業期間の短縮に繋がり、作業人工数をもとに作業時間を見積もることができる。一方、炉心部周辺における大型の遠隔機器を用いた解体作業では、作業時間が作業員の数に影響を受けない。本研究では、原子炉建屋内主要機器・構造物を対象として解体作業に要する作業期間の計算モデルを用いて、作業期間の不確実性評価を行った。これを用いて、作業計画に対して遅延リスクを検討した。

2. 検討方法　JPDR 作業データ[1]に対し作業時間算出モデル[2]を適用し、種々の作業に対して単位作業あたりに必要な時間の期待値とその標準偏差を算出した。JPDR の切断回数を当てはめ、その作業にかかる時間の期待値と標準偏差を算出した。続いて、過去の研究で用いたアルゴリズム[3]によって作業時間を作業日数に変換し分布を得た。各々の作業にかかる作業日数の和の分布を評価した。在来工法による作業が行われる領域と遠隔機器で解体される圧力容器の作業日数の見積もり結果を比較し、特徴を明らかにした。遅延リスクを念頭に置き、片側信頼区間をもとに作業工程を設定し、各々の作業に関して比較した。

3. 結果・考察　一例として、図 1 に JPDR の原子炉圧力容器の切断作業に要する作業時間の分布を計算した結果を示す。原子炉圧力容器の切断作業には平均して 28.5 時間を要するが、+2 σ (標準偏差)だけ長く見積もるとさらに 4.7 時間程度の作業時間を要する。

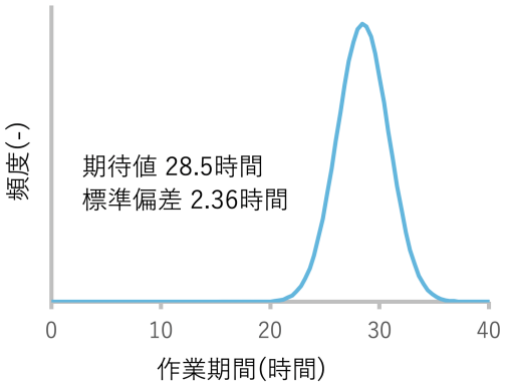


図 1　JPDR の原子炉圧力容器の切断作業時間の分布

4. まとめ　原子炉建屋内主要機器・構造物を対象として解体作業に要する作業期間の計算モデルを用いて、作業期間の不確実性評価を行った。

参考文献

[1] 白石 他, JAERI-Data/Code 98-010, 1998.
[2] 助川, 他,COSMARD による BWR 型原子力発電所大・中・小型の解体作業に要する人工数の予測計算, NUPIC・JAERI, (1999)
[3] 杉本, 他, 2018 年秋の大会, 1F09, 2018.

*Ryota Sugimoto [1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagiahara[1]
[1]Fukui Univ.

原子炉機器の放射化特性が廃棄物のレベル区分に及ぼす影響

Effects of neutron-activation characteristics of reactor components on waste categorization

*五十嵐　康平, 川崎　大介, 柳原　敏

福井大学

廃止措置工事で発生する放射性廃棄物のレベル区分毎の重量を評価する為に、生体遮蔽体コンクリートの中に含まれる核種濃度に注目して、中性子輸送、放射化計算を行い放射化廃棄物の特性評価をした。

キーワード　放射化計算、廃止措置、解体廃棄物、放射能濃度

1. 緒言

廃止措置計画の立案において解体廃棄物の放射能濃度を事前に把握することは重要である。本研究では、1100MW 級 BWR の圧力容器や生体遮蔽コンクリート等における中性子輸送計算および放射化計算を行った。主に、解体廃棄物中の放射性核種の濃度はその材料組成に依存するため、コンクリート中に含まれる主要な元素、微量元素の含有量をパラメータにとり放射化計算を実施し、生体遮蔽コンクリートを構成する元素組成の変化がレベル区分にどのように影響を与えるかを評価した。

2. 検討方法

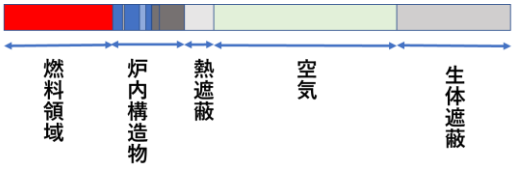
中性子輸送計算及び放射化計算にはそれぞれ Phits 及び D-Chain を用いた。計算の幾何体系は同心球状とし、運転年数は 40 年間、冷却期間は最大 50 年間とした。図 1 に計算の幾何体系を示す。NUREG[1]の元素濃度変動範囲の最大値、最小値を用いて、熱遮蔽、生体遮蔽コンクリートの径方向の放射能濃度の分布を求め、廃棄物のクリアランス可能性について検討した。

3.結果

計算結果の例として、運転停止後（1,30 年後）の生体遮蔽体における Eu-152 濃度分布を図 2 に示す。NUREG[1]での元素濃度では約 18cm 以降はクリアランスが可能である。主要元素の元素濃度を NUREG[1]を参照し最も低くなるようにした場合全ての領域でクリアランスが可能となった。

4. まとめ

NUREG で示されたコンクリートの元素組成最小値をとれば運転停止 1 年後でも生体遮蔽体はクリアランスが可能性であり、また最大値を用いても、30 年後にはクリアランスが可能である。今後は、生体遮蔽体の上部、下部またペデスタルの放射化計算を実施し、コンクリート構造物の位置毎のクリアランスの可能性について検討をする。



領域の材料名	球体中心から領域の外側境界までの距離(cm)
燃料領域	237.7
炉内構造物	395.7
熱遮蔽コンクリート	456.6
空気	856.6
生体遮蔽コンクリート	1106.6

図 1 計算に使用したジオメトリ

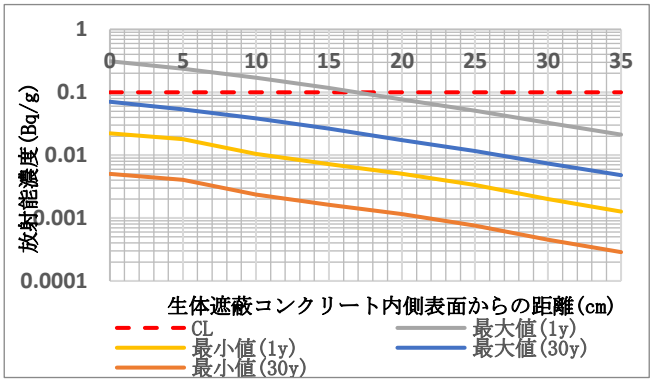


図 2 原子炉停止後（1, 30 年）の Eu152 の放射能濃度の空間分布

参考文献: [1]NUREG_CR-3474_Long-lived Activation Products in reactor Materials

*Kouhei Igarashii[1] Daisuke Kawasaki[1]and Satoshi Yanagihara,[1]

[1]University of FUKUI.

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

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[2C08-11] Decommissioning Technology for Fukushima 1

Chair:Masashi Tezuka(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2C08] Analysis of environments of fuel debris formation with zircon generated by MCCI
(1)Effect of temperature and composition on zircon formation during MCCI

*Toru Kitagaki[1], Kenji Horie[2], Mami Takehara[2], Toshihiko Ohnuki[1,3] (1. JAEA, 2. NIPR, 3. Tokyo Tech)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2C09] Development of laser decontamination method in flange tank disassembly

*Naoki Maeshiro[1], Tomohiro Ogawa[1], Nobushige Sasaki[1], Haruo Nagamine[2], Ryohei Takeuchi[2], Hiroshi Nakamura[3] (1. TEPCO HD, 2. TAISEI, 3. TOYO UNION)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2C10] On-site Fukushima fuel debris contents analysis and criticality control by Portable X-ray/Neutron Sources

*Mitsuru Uesaka[1], Yuki Mitsuya[1], Tomooki Shiba[2] (1. University of Tokyo, Nuclear Professional School, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2C11] Development of hydrogels as coating materials for prevention of radioactive dust dispersion during fuel debris retrieval work

*Kohki Hibino[1], Yoko Akiyama[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ.)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

MCCIにより生成したジルコンを用いた燃料デブリの生成環境の解析
（1）MCCI時の温度、組成によるジルコン生成への影響

Analysis of environments of fuel debris formation with zircon generated by MCCI

(1) Effect of temperature and composition on zircon generated by MCCI

*北垣　徹[1]，堀江　憲路[2]，竹原　真美[2]，大貫　敏彦[1,3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]国立極地研究所，[3]東京工業大学

福島第一原子力発電所（1F）事故時の溶融燃料とコンクリートの相互作用（MCCI）で生成した$ZrSiO_4$（ジルコン）を用いた、MCCIにより生成する溶融プールの環境条件の推移を解析する手法の開発の一環として、種々の条件下でUを含まない模擬MCCI生成物を作製し、ジルコンの生成状態を確認した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，ジルコン，結晶成長，MCCI

1. 緒言

MCCIにより生成する溶融プール中において、ジルコンは地質環境と同様に、溶融プールの温度に応じてTi、酸素分圧に応じてCe等を取り込み結晶成長すると推定しており、本特性を用いて、MCCI生成物中のジルコンに含まれるTiやCe等の濃度分布から、1F事故時の溶融プール中の温度や酸素分圧の推移を解析する手法を開発している。本研究の一環として、ここでは1FのMCCI条件を想定したU以外の炉心材料及びコンクリート材料組成の下、加熱温度、SiO_2に対するZrO_2の割合（ZrO_2 / SiO_2）をパラメータとして模擬MCCI生成物を作製、生成相や微細組織を確認し、これらによるジルコン生成への影響を確認した。

2. 実験方法

1FのMCCI生成物の組成を想定したU以外の炉心材料及びコンクリート材料組成の下、加熱雰囲気を大気雰囲気とし、1000~1500℃までの間の100℃毎の温度条件で5時間程度ずつ加熱、ZrO_2 / SiO_2を物質量比で1/20、1/5、1/2とした原料粉末を用いて模擬MCCI生成物を作製した後、作製した試料の樹脂埋め・切断・鏡面研磨を行った。また、生成相の特定のため、SEM/EDSを用いて鏡面研磨した試料断面の微細組織観察や生成相の元素組成分析を行うとともに、粉末X線回折装置を用いた結晶構造解析を実施した。

3. 実験結果及び考察

1000~1200℃で加熱した試料に有意な溶融は認められず、1300~1500℃で加熱した試料は有意に溶融し、右下図に示す様にジルコン結晶の生成を確認した。熱力学平衡計算により推定した本実験の組成のコンクリート相の固相温度は1160℃であったことから、1200℃以下ではコンクリート相の溶融が限られるか、溶融しなかったと考えられる。1300~1500℃の温度域において、温度により異なる生成相を確認したが、ジルコン生成への影響については確認されなかった。1300~1500℃で加熱し、ZrO_2 / SiO_2が1/20の試料中で確認されたジルコンは、高ZrO_2濃度条件と比べて結晶の角は丸く、結晶同士の固着具合が大きい傾向にあった。また、ジルコン中にはZrO_2の結晶粒が含まれ、ZrO_2 / SiO_2が1/20、1/5の試料では、確認されたZrO_2はすべてジルコン中に含まれていたことから、ジルコンはZrO_2を結晶核として成長したと考える。ジルコン中に含まれるAl、Ca、Feの含有割合と、温度やZrO_2 / SiO_2の相関は確認されなかった。

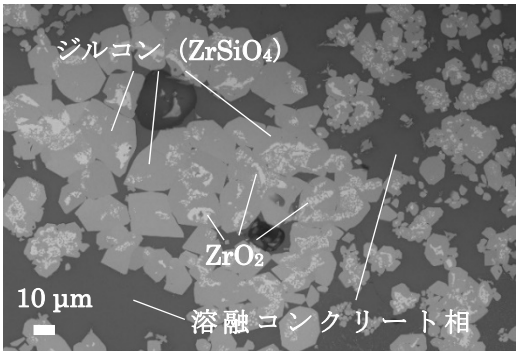


図　模擬MCCI生成物断面の反射電子像
（ZrO_2 / SiO_2 = 1/5、大気雰囲気、1400℃、5時間加熱）

*Toru Kitagaki[1], Kenji Horie[2], Mami Takehara[2] and Toshihiko Ohnuki[1,3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]National Institute of Polar Research, [3]Tokyo Institute of Technology

フランジタンク解体におけるレーザー除染工法の開発

Development of laser decontamination method in flange tank disassembly

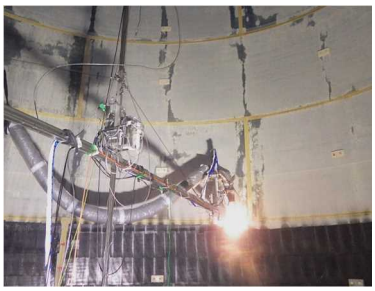
*前城 直輝[1]，小川 智広[1]，佐々木 辰茂[1]，竹内 良平[2]，長峰 春夫[2]，中村 弘[3]
[1]東京電力ホールディングス株式会社，[2]大成建設株式会社，[3]株式会社東洋ユニオン

フランジタンクの解体作業では，放射性物質を含んだダストの飛散抑制のため，事前にタンク内面を塗装することにより，遊離性のある放射性物質を固着させている．本発表では，これまで実施してきた塗装の代替工法として，フランジタンク内面に付着した放射性物質をレーザー照射により除去・除染する工法を開発したので報告する．

キーワード：レーザー，除染，放射性物質，フランジタンク，ダスト飛散抑制

1. 緒言

フランジタンク解体時のダスト飛散抑制や作業員の被ばく低減，除染作業の効率化等を目的として，フランジタンク解体前に放射性物質と防食塗装を除去する自動制御が可能なレーザー除染工法を開発した．



フランジタンクでのレーザー照射

2. レーザー除染工法の開発

2-1. レーザー除染工法の検討

フランジタンク解体時の放射性物質の飛散抑制対策，作業員の被ばく低減，除染作業（スチールブラスト）の軽減を目的として，フランジタンク解体前に内面を除染する工法として，二次廃棄物の発生が抑制でき，無人施工の実現について可能性が高い，レーザーによる除染工法の適用性を検討することとした．

2-1. コールド試験

レーザーによる効果的な塗装除去方法を確認するために，ファイバーレーザーの連続発振方式によりコールド試験を実施した．実際のタンクと同じ鋼板(SS400)に防食塗装であるタールエポキシ樹脂を塗装した試験片を使用し，パラメータ(レーザー出力・走査速度・走査回数等)の組合せを試験し選定した．

2-2. ホット試験

レーザーによる除染効果を確認するために，実際のフランジタンクの解体片から切り出した試験片を使用し，コールド試験と同様のパラメータ試験を行った．付着物等の影響により試験片の性状がコールド試験とは異なっていたため，最適なパラメータを設定し直した．ホット試験の結果，除染係数(DF 値)10～1000 を得た．また，壁面を除染したことで作業員の被ばく低減も図ることができた．更に，試験で得られた結果を踏まえた専用のレーザー照射･除去物回収装置や遠隔操作システムを開発した．(特許出願番号 2018-139336)．

2-3. 飛散物の回収

レーザーを照射した際に発生する放射性物質を含んだ飛散物（ダスト）については，フィルタ付きの集塵装置にて回収を行った．飛散物の回収状況については，微粒子可視化試験および高速度カメラ試験にて回収状況の確認行い，風量を調整することで設置した回収フードにより十分に回収できることを確認した．

3. 結論

レーザー除染工法については，これまで実施してきた試験により効果のある工法であることが確認された．今後は，試験にて得られた課題を解決し，様々な廃炉事業への適用に向けて取り組んでいきたい．

---

*Naoki Maeshiro[1], Tomohiro Ogawa[1], Nobushige Sasaki[1], Ryohei Takeuchi[2], Haruo Nagamine[2] and Hiroshi Nakamura[3]

[1] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., [2] Taisei Corporation.,[2] Toyo Union Co, Ltd.

可搬型 X 線・中性子源による福島燃料デブリその場成分分析・臨界安全管理

On-site Fukushima fuel debris contents analysis and criticality control by Portable X-ray/Neutron Sources

*上坂　充[1]，三津谷有貴[1]，芝　知宙[2]

[1]東京大学大学院工学系研究科原子力専攻，[2]日本原子力研究開発機構

可搬型 950keV/3.95MeVX バンド(9.3GHz)電子ライナック X 線・中性子源による並進 X 線 CT と中性子共鳴吸収測定によって、福島燃料デブリ中の U/Pu 濃度を数%精度でその場迅速に評価できるシステムを開発中である。結果をデータクリギング法によって、炉内成分分布作成にも適用する。

キーワード: 可搬型 950keV/3.95MeVX バンド電子ライナック X 線・中性子源、福島燃料デブリ、その場成分分析、臨界安全管理

1. 緒言

2021 年頃から始まるであろう燃料デブリの取り出しに備え、その場での迅速な性状分析、臨界安全管理のための U/Pu 濃度の評価法の開発を、文科省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業廃炉加速化研究プログラム」(H29-R1) で実施中である。

2. 2 色 X 線 CT による元素識別

現在 950keV/3.95MeV 電子ライナック X 線を使った 2 色 X 線分析で、Fe と Pd(U/Pu の模擬)による模擬試料で X 線減弱係数比と原子番号との校正関係を取得した。厚さが数 mm 異なっても両者の識別に成功した。CT 画像も取得した。ここで透過法と様々な CT 再構成法での、同じ元素でも X 線減弱係数と CT 値に違いが出ることが明確になった。

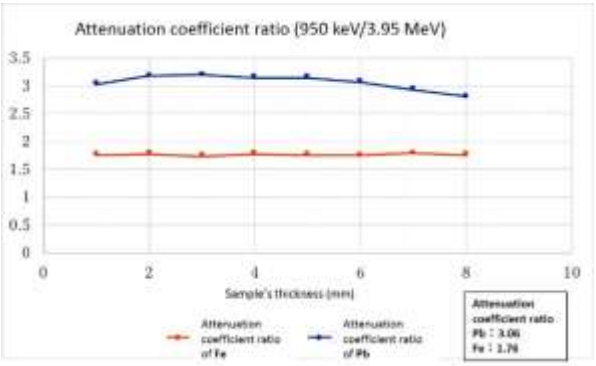


図 1　950keV/3.95MeV2 色 X 線分析による Fe/Pb(U/Pu の模擬)

3. 中性子共鳴吸収による U/Pu の識別

U/Pu 同位体の模擬元素としてそれぞれ W/In を使い、3.95MeV 電子ライナック中性子源による 4mTOF 体系にて、中性子共鳴吸収を測定できた。中性子強度から、20mm x 20mm x 2mm の W/In の積層試料で中性子吸収スペクトル取得に 2 時間掛かった。

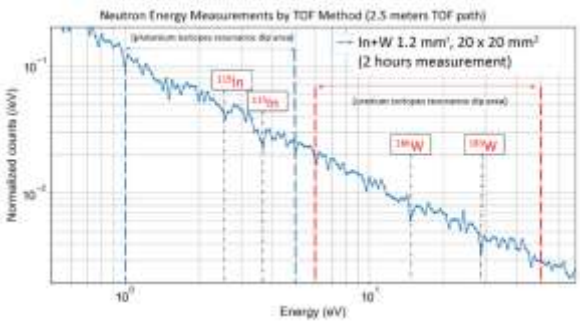


図 2　3.95MeV 中性子源による In(U の模擬)と W(Pu の模擬)の 4mTOF 中性子共鳴

4. 今後の展開

2 色 X 線分析につき、透過法と様々な CT 再構成法での、X 線減弱係数と CT 値に違いの原因と補正方法を明確にする。中性子共鳴吸収測定につき、検出効率の向上と測定時間の短縮を目指す。共同研究先の University of Sheffield にて天然 U 入り模擬デブリを作成中で、11 月に東大東海に輸送される。それを用いて、2 色 X 線 CT と中性子共鳴吸収の原理実証を、今年度中に行う。

---

*Mitsuru Uesaka[1], Yuki Mitsuya[1], Tomooki Shiba[1]

[1]UTokyo, [2]JAEA.

燃料デブリ取り出し時における
放射性ダスト飛散防止のためのゲル状充填材の開発

Development of hydrogels as coating materials
for prevention of radioactive dust dispersion during fuel debris retrieval work

*日比野 航己[1]，秋山 庸子[1]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]
[1]大阪大学

本研究では、ゲル状物質を燃料デブリ上に塗布することにより、取り出し作業時に生じる放射性ダスト拡散抑制を検討した。ゲル状物質の放射線照射試験前後における各種物性測定およびダスト抑制効果の検証を行った。

キーワード：粘土鉱物ハイドロゲル，放射性ダスト

1. 緒言

福島第一原子力発電所の炉内に生じた燃料デブリ取り出し手法の検討が精力的に行われている。この取り出し作業には多くの技術的課題[1]があり、中でも重要課題として、作業時に生じるα核種を含む放射性ダストの拡散抑制、作業者の被ばく量の低減が挙げられる。本研究ではゲル状物質を燃料デブリ上に塗布することによるダスト拡散抑制を検討した。

2. 実験方法

ゲル状物質として、層状粘土鉱物ハイドロゲルおよび有機高分子化合物を添加した複合ハイドロゲルを作製した。作製したゲルに吸収線量が 3 MGy となるようにγ線照射試験を行った。各種基礎物性として、γ線照射前後における試料の粘度、透視度、熱的安定性、熱伝導率の評価を行った。またゲル状充填材によるダスト抑制効果検証の為、切削模擬試験を行った。

3. 結果

作製ゲルの粘性測定結果を図 1 に示す。静止時（低剪断率）において高粘度、切削時（高剪断率）において低粘度となるチキソトロピー性が確認された。切削模擬試験後外観を図 2 に示す。切削中に発生した模擬デブリ（耐火レンガ）の切削屑や模擬堆積物（Fe_3O_4粉末）の飛散をゲル層で大幅に抑えることが出来た。

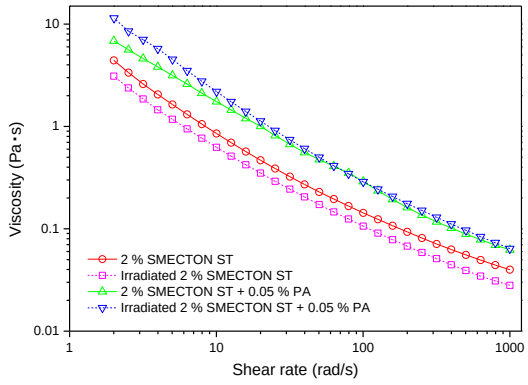


図 1 粘性測定結果

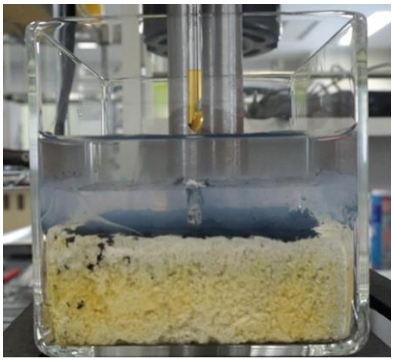


図 2 切削模擬試験外観

※ 本研究発表は、英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業「燃料デブリ取り出しを容易にするゲル状充填材の開発」の成果の一部を含む。

参考文献

[1] 日本原子力開発機構: “廃炉基盤研究プラットフォーム運営会議で示された廃炉に関する基礎・基盤研究の課題リスト”, 2018 年 2 月 26 日

*Kohki Hibino[1], Yoko Akiyama[1], Yuji Ohishi[1] and Hiroaki Muta[1]
[1]Osaka Univ.

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

Thu. Sep 12, 2019 3:50 PM - 5:40 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 6:50 AM - 8:40 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[2C12-18] Dismantling and Decontamination Technology

Chair:Mitsuru Uesaka(Univ. of Tokyo)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2C12] Technology Demonstration for Sampling of Fugen Reactor Core Components

(1)Plan for Sampling of Reactor Core Components and Radionuclide Analysis

*Goro Soejima[1], Hiroki Iwai[1], Hirokazu Hayashi[1], Yasuyuki Nakamura[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2C13] Technology Demonstration for Sampling of Fugen Reactor Core Components

(2)Current Status of Sampling for Reactor Core by using Remote Sampling Device

*Hiroki IWAI[1], Goro SOEJIMA[1], Yuto AWATANI[1], Yuta MIYAMOTO[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2C14] Dust and Penetrated Beam during Laser Cutting for Stainless Steel

(1)Particle Size Distribution of Dust

*Seiji Ando[1], Haruhiko Kadowaki[1], Ryoya Ishigami[1] (1. WERC)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2C15] Dust and Penetrated Beam during Laser Cutting for Stainless Steel

(2)Reduction of Dust and Penetrated Beam by Water Mist Spraying

*Haruhiko KADOWAKI[1], Ryoya ISHIGAMI[1], Seiji ANDO[1] (1. WERC)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2C16] Development of wiping decontamination technology using gel

*Takeyoshi Sunagawa[1], Yutaro Aoki[1], Tomohisa Goto[2] (1. FUT, 2. TAIHEI DENGYO)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2C17] Study on Applicability of Laser Coating Removal Technique to Nuclear Power Plant

(4)Decontamination test for radioactive metallic wastes

inagaki hiromitsu[1], matsui kazuo[1], *takayuki utsushikawa[2], hiroe fujita[2], takashi kurebayashi[2], kazuaki tomizawa[3], kazuhisa fujita[4] (1. Chubu Electric Power Co.,, 2. Japan Environment Research Co.,, 3. Toyokoh Co.,, 4. Graduate school for the Creation of New Photonics Industries)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2C18] Performances of the Laser Decontamination and Peeling Machine with A Gun Type Nozzle and Vacuum Collector

*Eisuke John Minehara[1] (1. LDD Corporation)

5:35 PM - 5:40 PM JST | 8:35 AM - 8:40 AM UTC

Time reserved for Chair

「ふげん」原子炉構造材からの試料採取技術実証
（1）炉内試料採取及び分析計画

Technology Demonstration for Sampling of Fugen Reactor Core Components
(1) Plan for Sampling of Reactor Core Components and Radionuclide Analysis

*副島 吾郎[1]，岩井 紘基[1]，林 宏一[1]，中村 保之[1]
[1]JAEA

「ふげん」では、今後の原子炉解体のために設置する遠隔解体装置の仕様設計、廃棄体化処理等に影響を与える原子炉本体の放射能インベントリ評価の精度向上を目的に、原子炉構造材から試料を採取し、核種分析を行うまでの一連の計画を立案した。現在も計画に基づき作業を進めており、今後は採取した試料の分析等を実施する予定である。
キーワード：廃止措置、ふげん、試料採取、インベントリ、核種分析

1. 緒言

「ふげん」の原子炉本体は、約 25 年間の運転による中性子照射により、炉心部の放射能レベルが比較的高いことから、被ばくの低減等を考慮して水中遠隔解体する計画である。これまで、原子炉本体の放射能インベントリ評価は、汎用の評価コードを用いた放射化計算により実施してきているが、原子炉の遠隔解体装置の仕様設計、廃棄体化処理等に大きな影響を与えることから、BWR や PWR と異なり ATR である「ふげん」は実分析データが少ない背景も踏まえて、実機構造材から試料を採取し、核種分析により放射能濃度分布を確認するとともに、これまでの放射化計算結果と比較評価することで、その妥当性を確認する必要がある。

2. 炉内試料採取及び分析計画

上記の目的のため、原子炉構造材から遠隔で試料を採取する装置を製作し、モックアップにより採取手順の検証及び習熟訓練を経て実機から試料を採取し、核種分析を行うまでの計画を立案した。

(1)炉内試料採取計画

炉内試料採取計画では、原子炉本体を構成する主要構造材として、①圧力管、②カランドリア管、③炉心タンク、④制御棒案内管及び⑤防振板を対象構造材として選択するとともに、解析した中性子束分布を考慮した上で試料の採取位置を決定した(図 1)。

試料採取装置については、原子炉本体の構造を考慮し、構造材①、②については原子炉本体の下部挿入型、構造材③、④、⑤については原子炉本体の側部挿入型の試料採取装置を適用することとした。また、いずれの構造材に対しても炉内へのアクセス配管内に装置を通して試料採取位置に移動する必要があることから、装置の基本構造は長尺の竿状であり、伸縮機構や屈曲、回転機構を持つ部位から構成する設計とした。なお、試料を採取する刃物については、試料の分析に影響を与えないように熱を使用しない機械的切断工具を採用した。

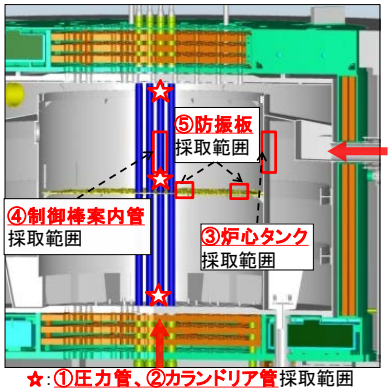


図 1　試料採取位置

試料採取は、2015 年度までに装置の設計、開発を完了し、その後モックアップによる習熟訓練等を行った上で 2017 年度に作業用足場の設置及び装置の移設等の作業準備に着手し 2018 年度に圧力管の試料採取を開始した。

(2)試料の分析計画

採取した試料は、機構内外の分析施設にて、余裕深度処分の観点から重要と想定される核種(参考文献[2])や、「ふげん」廃止措置計画における評価対象核種等を考慮した上で、放射能インベントリ評価上で重要と考えられる核種を対象とした放射核種分析に供する計画である。

3. 今後の試料採取・分析計画

2018 年度から 2019 年度にかけて圧力管から試料を採取した。その後、原子炉側部からの試料採取のためにモックアップ試験により習熟訓練等を経て、2020 年度にかけて圧力管を除く原子炉本体の主要構造材から試料を採取し、採取した試料は「ふげん」内で簡易的にγ線核種分析を行うとともに、機構内外の分析施設にて放射化学分析に供する。これらの成果や経験、得られたデータを基に、原子炉解体に向けた計画に反映する計画である。

参考文献

[1] JAEA　岩井 紘基　他、「『ふげん』原子炉解体に係る技術開発 その 2 (1)試料採取計画及び原子炉解体要素技術実証計画」日本原子力学会 2016 年秋の大会　2C10
[2] 公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター「余裕深度処分対象廃棄物の核種分析手法の評価について」平成 27 年 3 月

*Goro Soejima[1], Hiroki Iwai[1], Hirokazu Hayashi[1] and Yasuyuki Nakamura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

「ふげん」原子炉構造材からの試料採取技術実証
（2）炉内試料採取装置を用いた試料採取状況

Technology Demonstration for Sampling of Fugen Reactor Core Components

(2) Current Status of Sampling for Reactor Core by using Remote Sampling Device

*岩井 紘基[1]，副島 吾郎[1]，栗谷 悠人[1]，宮本 勇太[1]

[1]JAEA

「ふげん」原子炉遠隔解体及び放射性廃棄物の処理・処分に向けて原子炉構造材からの試料採取を実施する計画であり、専用の遠隔試料採取装置を開発・製作した。開発した装置による原子炉下部からの圧力管試料採取のためのモックアップ試験及び実機材からの試料採取作業状況について報告する。

キーワード：廃止措置、ふげん、遠隔、試料採取装置

1. 緒言

「ふげん」の原子炉構造材から試料採取を実施するため、原子炉本体へのアクセスに接続配管を活用した遠隔試料採取装置の開発・製作を行った。開発した装置は下部挿入型と側部挿入型の 2 種類となっており、採取する構造材毎に専用となる先端試料採取部以外を共有化した装置である。本装置を用いた試料採取を安全かつ確実に実施するため、モックアップ試験を行い、実試料採取に着手した。

2. 原子炉下部からの圧力管試料採取

2-1. モックアップ試験

圧力管等を採取するための下部挿入型試料採取装置のモックアップ試験では、想定される一連の作業を模擬した試験を実施した。この間、実試料採取における汚染拡大防止のための養生や装置運転条件設定及び各工程における作業時間等のデータ取得の観点で試行を繰返し、作業員の習熟度向上を図るとともに装置の一部改良も実施し、安全かつ確実な作業が可能な見通しを確認できたことから、実機からの試料採取作業に着手した。

2-2. 炉内試料採取作業

実機材の試料採取に当たり、系内に残留した炉水を回収しつつ圧力管下部に設置された閉止栓を取外した後、試料採取装置を炉下部に設置した。試料採取装置を挿入し、図 1 のように機械的な工法により採取したφ22.5mm の円板形試料は、採取用刃物に収まった状態で炉内から取出し、装置の回収機構により試料及び切粉を回収した。

圧力管からの試料採取計画箇所は、中性子束の分布を考慮し、原子炉の中心部及び外周部の圧力管 2 本について、それぞれ上端部、中央部、下端部の 3 箇所としており、現在までに採取した試料のうち最大表面線量率の試料は、中央部の 12.5mSv/h であった。

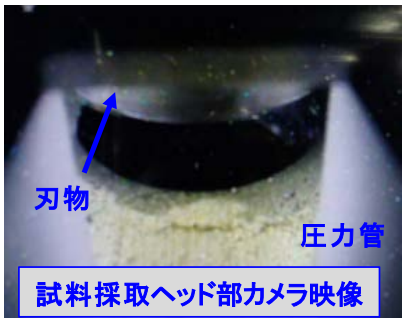
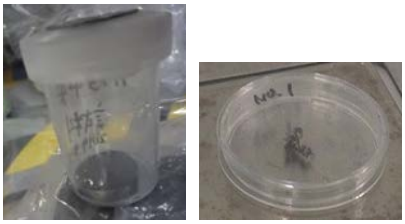


図 1 圧力管からの試料採取状況

2-3. 採取試料の分析

採取試料の分析として、現在、「ふげん」内において図 2 に示すような回収した試料のうち、切粉について Ge 半導体検出器による比較的検出・定量が容易なγ放射体の簡易測定を進めている。



(a)円板形試料　(b)切粉試料

図 2 回収した圧力管試料

3. 今後の計画

今後、原子炉下部からの試料採取作業を継続し、原子炉側部からの試料採取による炉内構造材のデータ蓄積を図るとともに、原子炉の遠隔解体及び放射性廃棄物の処理・処分に向けた放射化学分析等による詳細な核種分析を実施する計画である。

参考文献

[1] JAEA 岩井 紘基他、「ふげん」原子炉解体に係る技術開発その 2 （1）試料採取計画及び原子炉解体要素技術実証計画　日本原子力学会 2016 年秋の大会 2C10

---

*Hiroki Iwai[1], Goro Soejima[1], Yuto Awatani[1] and Yuta Miyamoto[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

ステンレス鋼のレーザー切断における粉じんと貫通光
(1) 粉じん粒径分布

Dust and Penetrated Beam during Laser Cutting for Stainless Steel
(1) Particle Sze Distribution of Dust

*安藤 静治[1]，門脇 春彦[1]，石神 龍哉[1]
[1]若狭湾エネ研

厚さ 25 mm のステンレス鋼を試料とし、出力を 2.5 kW～10 kW に設定したファイバーレーザーを用いてレーザー切断した。この切断時に発生した粉じんの粒径分布の経時変化を測定し、切断中と切断後の粉じんの粒径プロファイルが異なる事が分かった。

キーワード：廃止措置、レーザー切断、粉じん、粒径分布

1. 緒言

原子炉施設の廃止措置においてレーザー切断工法を安全に運用するための検討として、機器・配管の材料として使用されるステンレス鋼のレーザー切断を実施し、切断で発生する粉じんの粒径分布を測定した。

2. 実験

厚さ 25 mm の SUS304 を試料に用い、レーザー出力 2.5 kW～10 kW、切断速度 10 mm/min～200 mm/min、アシストガス Air 300 L/min～600 L/min の条件で切断した。環境中の粉じん濃度は TSI 製 Nanoscan SMP3910（粒径分布 10 nm～420 nm）および高濃度パーティクルカウンターOP3330(0.3 μm～10 μm)を用いて測定した。

3. 結果・考察

出力 10 kW で切断した場合の粉じん粒径分布の経時変化を図 1 示す。切断中は 36 nm 付近と 154 nm 付近中心とする粉じん濃度ピークが見られた。切断後は 205 nm を中心とするブロードピークとなり、時間とともにピークの高さは低下した。この粉じんの粒径プロファイルの経時変化は、本試験で設定した切断条件において同様の結果を示した。

切断中と切断後の粉じん粒径プロファイルが異なる現象について、粉じんの発生メカニズムが異なることに起因すると考えられる。切断中の粉じんに見られる粒径 36 nm 前後の粒子は、レーザーの高エネルギーによって照射部の一部が金属蒸気になり、これが凝固したものと推察される。154 nm 前後の粒子は溶融部がアシストガスによって吹き飛ばされて生成したスパッタ等のうちの、微小な飛沫成分である可能性が考えられる。また、切断後に継続して観測される粉じんについては、切断試料の残熱および酸化反応熱を熱源として発生する金属煙であると考えられる。

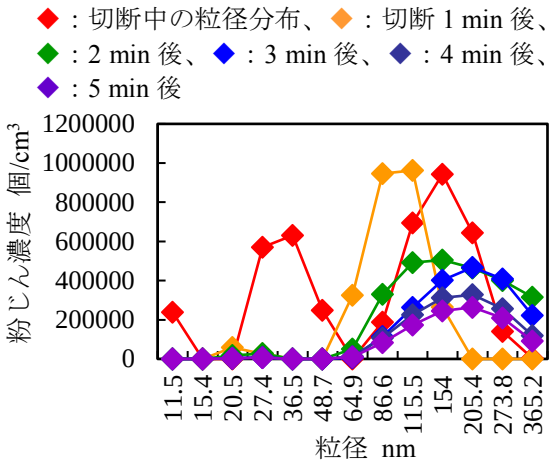


図 1 粉じん粒径分布の経時変化
出力：10 kW、切断速度：200 mm/min
アシストガス：Air 600 L/min

謝辞

本研究は国立研究開発法人日本原子力研究開発機構施設供用制度を利用し実施したものである。

*Seiji Ando[1], Haruhiko Kadowaki[1] and Ryoya Ishigami[1]
[1]WERC

ステンレス鋼のレーザー切断における粉じんと貫通光
(2) 水ミスト散布による粉じんと貫通光の抑制

Dust and Penetrated Beam during Laser Cutting for Stainless Steel

(2) Reduction of Dust and Penetrated Beam by Water Mist Spraying

*門脇 春彦[1]，石神 龍哉[1]，安藤 静治[1]

[1]若狭湾エネ研

環境中に水ミストを散布し、ステンレス鋼のレーザー切断を行った。水ミストによって比較的大きい粉じん濃度が減少したこと、および、貫通光の強度が低減したことを確認した。

キーワード：廃止措置，レーザー切断，粉じん，粒径分布，貫通光

1. 緒言

原子炉施設の廃止措置においてレーザー切断工法を安全に運用するための検討として、本試験では切断環境中に水ミストを散布することで、環境中粉じん濃度の低減とレーザー貫通光の強度低減を試みた。

2. 実験

レーザー出力を 2.5 kW ~ 10 kW、アシストガス流量を 300 L/min ~ 600 L/min とし、厚さ 25 mm の SUS304 鋼をレーザー切断した。水ミストについて霧のいけうち製 AKIMist”E”を用い、噴射圧力 0.5 MPa で切断環境中に散布した。環境中粉じん濃度は TSI 製 Nanoscan SMPS3910（粒径分布 10 nm ~ 420 nm）および高濃度パーティクルカウンターOPS3330（0.3 μm ~ 10 μm）を用いて測定した。レーザー貫通光についてレーザー出力とダンパーブロックの溶損量の検量線を作成し、切断試験におけるブロックの溶損量から貫通光の強度を評価した。

3. 結果・考察

切断環境中に水ミストを散布したレーザー切断において、粒径約 0.3 μm の粉じん濃度が顕著に減少したことを確認した。図 1 に水ミスト散布の有無の違いによる、レーザー貫通光の強度の比較を示す。水ミストが無い場合、貫通光の強度は 1.1 kW と評価されたが、水ミストを散布すると 0.6 kW に低減した。さらにアシストガス流量を 600 L/min から 300 L/min に減少させると貫通光強度は測定下限未満まで低減した。これらの結果から、水ミストは貫通光の低減に効果があることが示された。また図 1C の結果について、アシストガスはレーザー光軸上からミストを除去する効果があるため、これを減少させることによって環境中のミストが維持されて貫通光の分散効果が保持されたことが考えられる。

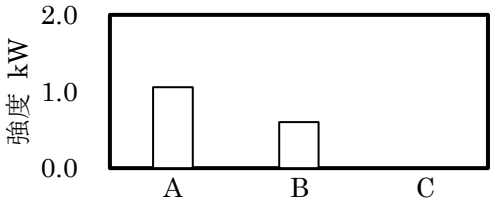


図 1　レーザー貫通光の強度の比較
出力：5 kW、切断速度：100 mm/min、水ミスト・アシストガス条件　A：無し・600 L/min、B：有り・600 L/min、C：有り・300 L/min

切断対象物の後方 50 cm の位置に厚さ 1.9 mm のジルコニウム合金配管を配置し、水ミストを散布して切断試験を行った。貫通光が 1 min 照射された状況において、当該配管が破損しないことを確認した。

謝辞

本研究は国立研究開発法人日本原子力研究開発機構施設供用制度を利用し実施したものである。

---

*Haruhiko Kadowaki[1], Ryoya Ishigami[1] and Seiji Ando[1]

[1]WERC

ゲルを用いた拭き取り除染技術の開発

Development of wiping decontamination technology using gel

*砂川 武義[1]，青木 祐太郎[1]，五嶋 智久[2]
[1].福井工大，[2].太平電業

従来、原子力プラントの廃止措置における除染作業において、濡れウエスを使用して拭き取り行っている。本研究は、拭き取り除染に使用可能なゲルを作製し、拭き取り除染後の廃棄物を減容できる技術開発を試みた。

キーワード：廃止措置，除染，廃棄物，ゲル

1. 緒言

2019 年 7 月の時点で、福井県に設置されている商業用原子力プラントは 13 基あり、設置年数が 40 年を超える高経年化プラントが 7 基、運転停止となり廃止措置に移るプラントが 5 基である。従来、原子力プラントの廃止措置における除染作業は、濡れウエスを使用して拭き取り行っている。本グループは、廃止措置における廃棄物の減容化及び拭き取り除染における効率化を目的に、濡れウエスに代わる手法の検討を行った。

プラント内における拭き取り除染技術の検討において、現場の意見を取り入れ 1. 汚染物の拭き取りにおいて汚染を広げない、2. 人体の対して安全である。3. 作製及び取り扱いが容易である。4. 拭き取り対象物に化学的影響を与えない。5. 廃棄物を減容化できる。以上 5 点を重要項目とした。これらの項目を満たす手法として、ゲルを用いた拭き取り除染を考案した。本研究において開発したゲルは、ゲル全体の約 96%が水であるであり、天然植物由来の多糖類を母材とし、ホウ砂及び単糖からなる架橋剤を用いてゲル化する独自のものである。本ゲルの特徴は、天然植物由来の多糖類が母材であるため、プラスチックや金属との親和性が非常に低く、焼却処理においてカーボンニュートラルである。

2. 実験

ゲルを用いた汚染物の拭き取りを確認するために、ポリプロピレン製プッシュバイアル（ケニス社製 PV-30）の表面に汚染物に見立てた水性蛍光塗料を塗り、ゲルで拭き取りを行った。ここで、汚染物の観察は、紫外線ボックス（ケニス社製 UV-BOX）を使用し、蛍光塗料からの蛍光を目視で観察した。

3. 結論

Fig.1 にゲルを用いた拭き取り試験の写真を示す。Fig.1A の蛍光塗料を、Fig.1B のゲルで拭き取りとった。拭き取りに関しては、プッシュバイアルに対してゲルを押し当てるように接触させた。Fig.1C 示すように拭き取り後、紫外線ボックスを用いて蛍光塗料からの蛍光をいて観察したところ、プッシュバイアルの表面から蛍光は観察されず、ゲル表面に蛍光塗料が全て移行したことを確認した。さらに、Fig.1C のゲルを他のプッシュバイアル表面に擦るように接触させたが、蛍光塗料がブッシュバイアルへ移行しないことを確認した。 詳細は講演時に報告する。

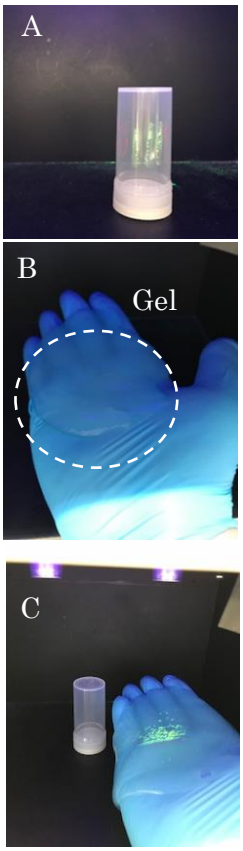


Fig.1 A removal of simulated contamination.

*Takeyoshi Sunagawa[1], Yutaro Aoki [1] and Tomohisa Goto[2]
[1]Fukui Univ. of Tech., [2]Taiei Dengyo Ltd.

レーザー塗膜除去技術の原子力プラントへの適用に向けた研究開発
(4)実金属廃棄物を用いた除染試験

Study on Applicability of Laser Coating Removal Technique to Nuclear Power Plant
(4) Decontamination test for radioactive metallic wastes

稲垣 博光[1], 松井 計雄[1], *移川 隆行[2], 藤田 啓恵[2], 樽林 高志[2], 豊澤 一晃[3], 藤田 和久[4]
[1] 中部電力, [2] 日本環境調査研究所, [3] トヨコー, [4] 光産業創成大学院大学

レーザー塗膜除去装置の原子力プラントへの適用に向けた研究開発の一環として、レーザー除染時に発生する放射性ヒュームを安全に処理し、レーザー処理を行うための除染システムを製作し、原子力発電所内で発生した汚染金属廃棄物を用いた除染試験を行なった。

キーワード：レーザー塗膜除去、レーザー除染、廃止措置、金属廃棄物、Laser Decontamination

1. 緒言

大型構造物の塗装の現場除去を目的として開発されたポータブルレーザー塗膜除去装置を、廃止措置の放射能除染技術（レーザー除染）として適用するための研究開発に取り組んでいる。これまでに、処理速度の推定[1]、粉塵飛散防止機構の原理確認[2]、粉塵の性状調査と対策検討[3]を行ってきた。本報ではこれまでの成果を踏まえ、粉塵処理装置を含むレーザー除染装置を使用して、原子力発電所内で発生した実廃棄物を用いた除染試験を行い、レーザー除染の廃止措置への適用性を検討した。

2. 実験

レーザー除染により発生する粉塵を回収処理するための装置と、レーザー光を遮らないレーザー用フードを組み合わせた処理装置を製作した。除染試験試料として、給水系配管廃材（炭素鋼、SUS）、セメント固化施設廃材（鉄・スコップ）、φ30mmSUS パイプを使用した。試料の汚染面を 3m/min の移動速度で、レーザーで走査しながら照射して除染を行った。レーザー除染前後の試料表面汚染を、GM サーベイメータを用いて測定し、除染係数（DF）を得た。



図 1 レーザー粉塵処理装置

3. 結果と考察

給水系配管廃材は炭素鋼、SUS ともに一度の除染処理で検出下限値未満まで除染をすることができ、DF は 3.5～19.8 であった。一方、表面一部をモルタルで覆われた試料と SUS パイプは 3 回除染処理を行っても汚染が残っており、試料の形状や状態が DF に大きく影響することが分かった。今後、実用化に向けて、これらの形状や状態に対する DF 向上について検討を進めていく。

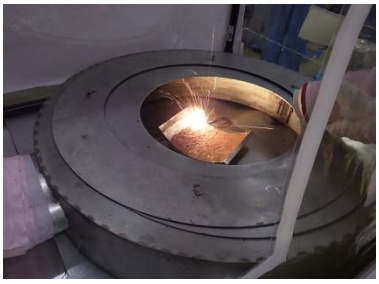


図 2 レーザー除染の様子

参考文献

[1] 稲垣博光 他、日本原子力学会「2015 年春の年会」B41
[2] 藤田和久 他、日本原子力学会「2015 年秋の大会」E15
[3] 稲垣博光 他、日本原子力学会「2018 年秋の大会」2L17

Hiromitsu Inagaki[1], Kazuo Matsui[1], *Takayuki Utsushikawa1[2], Hiroe Fujita[2], Takashi Kurebayashi[2], Kazuaki Toyosawa[3], Kazuhisa Fujita[4]
[1] Chubu Electric Power Co., [2] Japan Environment Research Co., [3] Toyokoh Co., [4]The Graduate school for the Creation of New Photonics Industries

吸引ガンタイプレーザー除染剥離機の性能 設計性能と試作評価

Performances of the Laser Decontamination and Peeling Machine with A Gun Type Nozzle and Vacuum Collector　Design performance and prototype evaluation

*峰原英介[1]　　[1]LDD 株式会社

Abstract : A gun type laser decontamination and peeling machine with a suction nozzle and a vacuum dust collector at the laser exit port and a grasping grip has been newly developed, and the decontamination and peeling performance are measured at LDD Corporation.

Keywords: : Suction nozzle, Vacuum dust collector, Grasping grip, Gun type laser decontamination and peeling machine, Decontamination and peeling performances

1. 緒言

本報告は CW レーザーによる金属の非熱的瞬間蒸発（昇華）や酸化物等の爆裂過程[1][2]を用いて先端に吸引ノズルを持つ表面を清掃する銃の形状（ガンタイプ）のレーザー除染/剥離機の設計性能と試作評価である。

2. レーザー除染/剥離機　2-1. CW（連続波）シングルモードファイバーレーザー

図 1 は、使用した RAYCUS 社製の 300W 空冷レーザーで、重量 42kg 程度、電気光効率は 25%程度、光ファイバーはコア径 25 ﾐｸﾛﾝ長さ 15m、準平行光 QCS ヘッド、位相空間面積 BPP は約 0.4 から 0.5 ㎜ mrad である。

2-2. ガルバノスキャナーとレーザーの制御装置

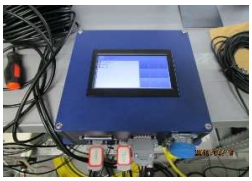
図 2 は、2 軸のガンタイプのスキャナで F ｼｰﾀﾚﾝｽﾞ で 30 ﾐｸﾛﾝ程度の集光径 300W 級のレーザーと吸引ノズルとレーザー窓の保護ガススプレイを持つ設計である。図 3 は、スキャナとレーザーのタッチパネル式制御装置である。



図１：空冷レーザー。



図２：ガンタイプ剥離/除染機。



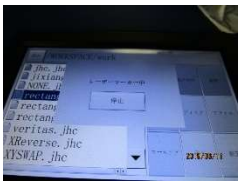


図３、制御装置の全景左図とタッチパネル右図。

2-3. ガンタイプのレーザー除染/剥離機の動作と構成

吸引ノズルは先端でレーザーで剥離された塗装や錆等の表面を吸い込み、後方のダクトで、輸送する。放射性同位元素の汚染の場合は、表面を剥離して、先端の吸引ノズルから側方に出して、内部を通らずに外部ダクトで、輸送する。塵埃は、ダクト，水スクラバー、集塵機へ送られる。レーザーは光ファイバーを経由して、スキャナやレーザーの制御電力や信号などは集合ケーブルを経由して後方端部から制御装置やレーザー発振器に送られる。詳細の動作評価は講演で報告する。

3.設計性能と試作評価

設計性能は、すでに発表している剥離性能や除染性能と大体同等[1,2]である。パワー面密度は 50-25%でステンレスは比較的低速処理、鉄や塗装やコンクリートは大きなスポット径に比例した高速処理性能が得られた。本報告では現場運用が容易な吸引ガンタイプレーザー除染剥離機を設計試作し、評価できた。

参考文献

[1] E. J. Minehara, Laser Review, March, 2012, Vol.40, No.3, pp.165-170、E. J. Minehara and K. Tamura, Journal of the RANDEC, No.48, Mar. 2013, pp.47-55.　[2] E. J. Minehara, “Laser decontamination device”, Japanese Patent No.5610356, Oct. 2014, US Patent No. US9174304B2, Nov. 3, 2015., EU Patent No.2772922, Oct. 11, 2017.

---

*Eisuke J. Minehara[1], [1]LDD Corporation.

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

Thu. Sep 12, 2019 5:40 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 8:40 AM - 9:30 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[2C19-21] Measurementand Evaluation Method of Radioactivity Concentration

Chair:Takeyoshi Sunagawa(Fukui Univ. of Tech.)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2C19] Rationalization of radioactivity concentration measurement in clearance process

Study on measurement methodology for non-uniformity of radioactivity concentration

*Minako Endo[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1] (1. Univ. of Fukui)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2C20] Development of Measurement / Evaluation Procedure for Clearance of Dismantled Objects arising from Hamaoka NPP -1/2

(1)General Outline and Deposit Radioactivity

*Motonori NAKAGAMI[1], Takashi MIMURA[1], Kenta KAWAI[1], Masato WATANABE[1] (1. Chubu Electric Power Co., Inc.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2C21] Development of Measurement / Evaluation Procedure for Clearance of Dismantled Objects arising from Hamaoka NPP -1/2

(2)Neutron Induced Radioactivity

*Masato Watanabe[1], Motonori Nakagami[1], Takashi Mimura[1], Kenta Kawai[1], Ryoji Mizuno[2] (1. Chubu Electric Power, 2. Chuden CTI)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

クリアランス検認における放射能濃度測定の合理化
放射能濃度の不均一性に着目した評価単位と測定単位の検討

Rationalization of radioactivity concentration measurement in clearance process
Study on measurement methodology for non-uniformity of radioactivity concentration

*遠藤 美奈子[1]，川崎 大介[1]，柳原 敏[1]
[1]福井大学

クリアランスレベル設定時に用いられた再利用・再使用シナリオにおける対象物中の放射能濃度の不均一性の伝播をモデル化し、被ばく線量への影響を評価した。これをもとに評価単位と測定単位の大きさについてクリアランス検認の合理化の観点から考察した。

キーワード：クリアランス検認，濃度測定，測定単位，評価単位，不均一性

1. 緒言

クリアランス検認は評価単位に含まれる各々の測定単位中の放射性核種濃度の平均に基づき実施される。評価単位と測定単位の適切な設定によってクリアランス物中の放射能濃度の均一性が確保されている。測定単位を大きくすることは、検認測定の効率化には有効であると考えられるが、それによって対象物中の放射能濃度に対してより大きな不均一性を許容することになる。本研究ではクリアランス物中の放射能濃度の不均一性が、再利用・再使用シナリオにおける希釈・混合などを伴う種々の過程を経て、どのように伝播するのかに着目して、被ばく線量への影響を評価することを目的とした。

2. 検討方法と結果

クリアランスレベル設定時に用いられた再利用・再使用シナリオ[1]に基づき、測定単位ごとの濃度のばらつきとその処理過程における伝播を考慮した被ばく線量計算モデルを構築した。例として、クリアランス金属を再利用して駐車場を建設する作業者の被ばくを想定したシナリオにおける処理過程の概略を図 1 に示す。各々の処理過程において工程 1 回分の対象物が均一に混合されることを仮定した。このシナリオでは、測定単位を 200kg、評価単位を 1t とした場合、各々の処理過程において不均一な濃度が均一化されるため、クリアランス物中の放射能濃度の不均一性に関わらず被ばく線量に相違が生じないことがわかった。

そこで、均一化の程度を表す指標fを式（1）のように定義した。

$$f = \prod_i f_i,\ f_i = \frac{\alpha_i}{\beta_{i-1}},\ i = 1,2,\ldots \quad （1）$$

ここで α_i，β_i は処理過程 i における 1 回分の材料および生成物の量をそれぞれ表し、f_i は過程 i における均一化の程度を表す。$f_i > 1$ の場合は，処理過程 i において均一化が進むことを表し、$f \gg 1$ の場合は種々の処理過程を通して均一化が充分に進み、初期の不均一性が被ばく線量に影響を与えないことを表す。この指標fを用いて他の再利用・再使用シナリオについても、対象物がもつ放射能濃度の不均一性が被ばく線量に及ぼす影響を評価した。

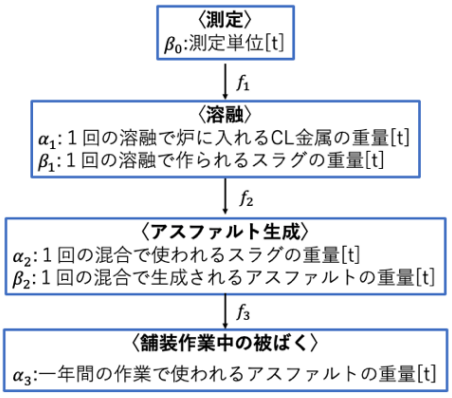


図 1　駐車場建設作業者シナリオにおける処理過程

3. まとめ

再利用・再使用シナリオについて、指標fを用いて対象物がもつ放射能濃度の不均一性の伝播について定量的に評価した。より大きな評価単位や測定単位を採用しても，$f \gg 1$ である限り，放射能濃度の不均一性が被ばく線量に影響を及ぼさない可能性が示唆された。

参考文献

[1]放射線障害防止法に規定するクリアランスレベルについて　放射線安全規制委員会　平成 22 年 11 月

*Minako Endo[1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1]
[1]Univ. of Fukui.

浜岡 1・2 号機　解体撤去物を対象としたクリアランス測定評価手法の開発
（1）全体概要と二次的汚染の測定評価

Development of Clearance Procedure for Objects arising from Hamaoka NPP -1/2

(1) General Outline and Deposit Radioactivity

*仲神　元順[1]，三村　隆士[1]，川合　健太[1]，渡邉　将人[1]

[1] 中部電力（株）

解体撤去物のクリアランスを大量、迅速かつ適度な保守性をもって行うための測定評価手法を開発した。
キーワード：クリアランス，廃止措置，BWR，放射能濃度，二次的汚染，放射能換算係数

１．緒言

浜岡 1・2 号機（BWR）は、現在、タービン本体や熱交換器などの原子炉周辺設備を解体している。解体撤去物の多くがクリアランス可能なレベルであり、これらにクリアランス制度を適用して解体撤去物を建屋から搬出し、廃止措置を円滑に進めるため、解体撤去物のクリアランス測定を大量、迅速かつ適度な保守性をもって行うことが重要であり、このために開発した代表核種 Co-60 の放射能測定方法を紹介する。

２．クリアランス測定評価の全体概要

クリアランスのための放射能濃度評価は、中性子照射による放射化汚染と放射性物質の付着による二次的汚染に分けて行う。放射化汚染による放射能濃度は代表組成の放射化計算法で求め、二次的汚染による放射能濃度は、原則、放射線測定装置で代表核種（Co-60）の放射能濃度を求め、その他の核種は Co-60 に対する核種組成比を用いて求める。このうち評価に最も影響する代表核種 Co-60 の合理的な測定評価方法を開発した。

３．放射能換算係数設定方法の開発

対象物を角型測定容器に収納し（最大 1.6 トン）、占有容積部分を仮想的に 8 分割して各ブロックを測定単位とする。放射線測定装置は Ge 半導体検出器 4 台で構成し（上部と下部に各 2 台）、2 回に分けて測定する。その際必要な放射能換算係数を設定するには体系内の放射能分布を想定する必要があり、ホットスポットを想定すると放射能換算係数の設定は容易であるが評価値は過大になりすぎ、均一分布を想定すると評価値は緩和されるが均一分布を保証するのは容易でない。適度な保守性をもって評価するために開発したのが本評価モデルである。

占有容積部分を仮想的に小領域に分割し、対象物の表面汚染密度を一定値以下に管理していることを利用して、小領域に一定の放射能量を割り当てる。最初に全ての小領域の放射能量をゼロとし、応答関数が小さい小領域から順に小領域あたりの放射能量を割り当て、計数率（計算値）が計数率（測定値）に達するまでの累積放射能量を測定単位の放射能量とする。これによりホットスポットを想定した過大評価を緩和し適度な保守性を持った評価が可能になる。

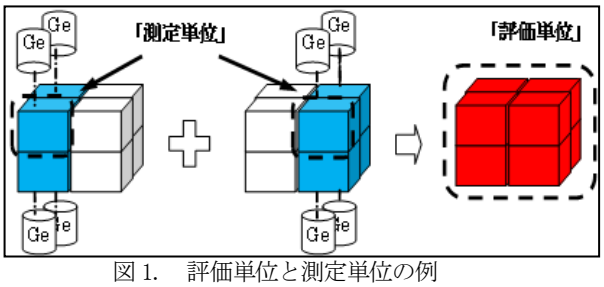


図 1.　評価単位と測定単位の例

４．　結論

下表は一例であるが、本評価モデルにより適度な保守性をもって評価できることを確認した。

表 1.　各評価モデルの保守性

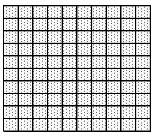
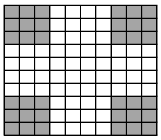
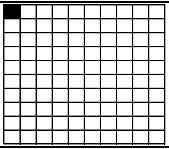
均一分布想定	本評価ﾓﾃﾞﾙ	ﾎｯﾄｽﾎﾟｯﾄ想定
		
1	2.5	7.3

図 2.　測定装置と測定容器への収納例



補足：表 1 の絵は図 1 の測定単位（3 次元）を 2 次元で表現した測定体系で、測定体系の中心部上部に検出器を設置して測定評価した時の汚染部分をハッチングしてイメージしたもの。ハッチングは汚染部分、色は汚染密度を示す。
表 1 の数値は、図 2 の測定容器に模擬撤去物を約 1 トン収納した場合を例に、均一分布を想定した放射能量評価値を 1 とした時の本評価モデルとﾎｯﾄｽﾎﾟｯﾄ想定の放射能量評価値である。収納条件等によって評価結果は変わり得る。

参考文献

[1] 放射能評価方法及び放射能評価プログラム（特許第 6228024 号）

* Motonori NAKAGAMI[1],　Takashi MIMURA[1],　Kenta KAWAI[1],　Masato WATANABE[1]

[1] Chubu Electric Power Co., Inc.

浜岡 1・2 号機　解体撤去物を対象としたクリアランス測定評価手法の開発
（2）放射化汚染の測定評価

Development of Clearance Procedure for Objects arising from Hamaoka NPP -1/2
(2) Neutron Induced Radioactivity

*渡邉　将人[1]，仲神　元順[1]，三村　隆士[1]，川合　健太[1]，水野　良治[2]
[1]中部電力（株），[2]（株）中電シーティーアイ

解体撤去物を対象としたクリアランスのうち放射化汚染の評価手法の構築・検証について述べる。
キーワード：クリアランス，廃止措置，BWR，放射能濃度，放射化，中性子輸送計算，元素組成

1．緒言

浜岡 1・2 号機（BWR）は、現在、タービン本体や熱交換器など原子炉格納容器外側にある原子炉周辺設備の解体を行っている。これらの多くはクリアランス可能なレベルであり、クリアランス評価に必要な放射化汚染と二次的汚染のうち放射化汚染の評価手法の構築・検証を行った。放射化汚染の放射能濃度は、中性子フルエンス率、親元素組成等の入力条件をもとに放射化計算法で求める。考慮すべき中性子には「原子炉からの直接線」「ストリーミング線」「主蒸気中 N-17 からの中性子線」がある。このうち直接線とストリーミング線は途中の原子炉格納容器内機器等による散乱を経た後の原子炉周辺設備での状態を設定する必要があるが、中性子輸送計算を精緻に行うのは容易ではない。廃止措置活動の一環で行った運転中では実施不可能な調査（汚染状況調査）結果を利用することによる評価手法を構築し検証を行った。

2．放射能濃度評価手法の構築

（1）中性子フルエンス率の設定

直接線：炉心部から最も近い場所の原子炉格納容器外側生体遮蔽内外側鉄筋を代表評価点とする。原子炉からの中性子輸送計算を途中の機器の存在を考慮しないで 2 次元コード「DORT」で行い中性子フルエンス率を求める。汚染状況調査で採取・調査した原子炉格納容器鋼板（炉心中心高さ）の Co-60 放射能濃度と Co 元素組成を基に中性子フルエンス率を補正し、これを放射化計算に用いる。

ストリーミング線：原子炉格納容器貫通部で最大口径の主蒸気配管出口を代表評価点とする。中性子輸送計算を直接線同様 2 次元コード「DORT」で行い、更に貫通部を 3 次元「TORT」に接続して行い中性子フルエンス率を求める。汚染状況調査で採取・調査した原子炉格納容器鋼板（主蒸気配管貫通孔位置）の Co-60 放射能濃度と Co 元素組成を基に中性子フルエンス率を補正し、これを放射化計算に用いる。

（2）検証：汚染状況調査結果を基に求めた直接線とストリーミング線の補正係数（1 号機の例）を以下に示す。

中性子束 (n/cm²/s)	中性子輸送計算 （PCV 鋼板）φ1	Co-60/Co 分析値 ﾍﾞｰｽ（同左） φ2	補正係数 φ2／φ1（－）	代表評価点 （補正前） φ’	代表評価点 （補正後） φ
直接線	2.9×10^{6}	4.5×10^{5}	1.6×10^{-1}	3.4×10^{0}	5.2×10^{-1}
ｽﾄﾘｰﾐﾝｸﾞ線	2.9×10^{5}	2.1×10^{4}	7.3×10^{-2}	1.5×10^{3}	1.1×10^{2}

代表評価点での放射化放射能濃度（Bq/g：1 号機の例）を以下に示す。（2017 年 7 月 1 日現在）

放射能濃度	直接線	ｽﾄﾘｰﾐﾝｸﾞ線
計算値	6.6×10^{-6}	1.1×10^{-3}
実測値	ND(＜4.1×10^{-4})	9.9×10^{-4}

3．　結論

廃止措置汚染状況調査で採取したサンプルを利用して放射能濃度と元素組成を測定し、これを基に中性子輸送計算した中性子フルエンス率を補正することで、評価点での中性子フルエンス率をより実態に合わせて設定できることを確認した。

以上

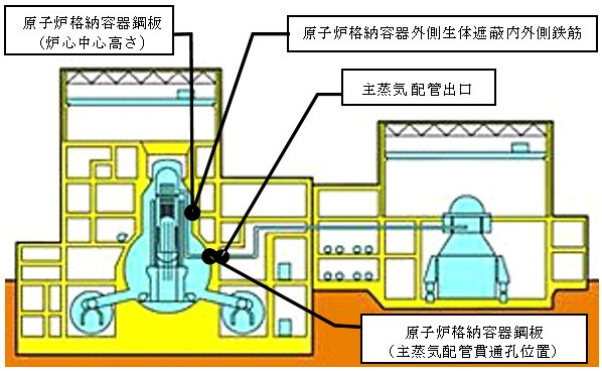


図 1.放射化汚染の調査箇所

* Masato WATANABE[1],　Motonori NAKAGAMI[1],　Takashi MIMURA[1],　Kenta KAWAI[1],　Ryoji MIZUNO[2]
[1] Chubu Electric Power Co., Inc. ,　[2] Chuden CTI Co., Ltd.

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

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[2D01-05] Radiation Medicine and Biological Influence

Chair:Masafumi Akiyoshi(OPU)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2D01] Development of a Quantitative Analysis of B-10 for Boron Neutron Capture Reaction based on IEC and TMFD Systems

*Mahmoud A Bakr[1], Kai Masuda[4], Yoshiyuki Takahashi[2], Satoru Sera[3] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University, 2. Institute of Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 3. Graduate School of Energy Science, kyoto University , 4. Rokkasho Fusion Institute, Fusion Energy, Directorate, QST)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2D02] Three-dimensional CT image prediction from multiple points tracking for delay compensation in lung radiotherapy

*Michel Pohl[1], Mitsuru Uesaka[1], Kazuyuki Demachi[1], Ritu Bhusal Chhatkuli[2], Akihiro Haga[3] (1. Univ. of Tokyo, 2. NIRS, 3. Tokushima Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2D03] Fundamental Research on DNA Irradiation Analysis with He Ion Microbeam for α-ray Therapy

*Masaya Sakai[1], Tokihiro Ikeda[2], Atsushi Shibata[3], Kento Takemoto[1], Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ.Tokyo, 2. RIKEN, 3. Gunma Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2D04] A direct quantitative measurement of boron-neutron capture reaction by using diamond detector

*Makoto Kobayashi[1,2], Sachiko Yoshihashi[3], Kunihiro Ogawa[1,2], Mitsutaka Isobe[1,2], Takeo Nishitani[1], Shuji Kamio[1], Yutaka Fujiwara[1], Tomomi Tsubouchi[2,4], Akira Uritani[3], Minoru Sakama[5] (1. NIFS, 2. The Graduate University for Advanced Studies, 3. Nagoya University, 4. National Institute for Basic Biology, 5. Tokushima University)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2D05] Gene expression fluctuation analysis by irradiation to human cells

*Kento Takemoto[1] (1. Tokyo Univ.)

10:45 AM - 10:55 AM JST | 1:45 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

Development of a Quantitative Analysis of B-10 for Boron Neutron Capture Reaction based on IEC and TMFD Systems

*Mahmoud Bakr[1], Kai Masuda[2], Satoru Sera[3], Yoshiyuki Takahashi[4]

[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto University, [2] Rokkasho Fusion Institute, Fusion Energy, Directorate, QST Aomori, [3] Graduate school of Energy Science, Kyoto University, [4]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University.

We are developing a novel quantitative analysis method of ^{10}B for BNCT based on the detection of α-particles generated from the nuclear reaction between ^{10}B and thermal neutrons. Which, in principle, differs from the conventional techniques that are looking for γ-rays. This work aims to evaluate the proposed method and determine the neutron flux limitation to detect α-particles from the method.

Keywords: Boron neutron capture therapy (BNCT), C-TMFD, Cancer therapy, IEC, KUR

1. Introduction

Using nuclear reactors for BNCT becomes difficult, while alternative methods to accelerate the development of BNCT research and treatment is a crucial issue. The ^{10}B atoms, delivered to the cancer cells by the drug, capture thermal neutrons and release α-particles and ^{7}Li nuclei associated with γ-rays:

$$^{10}B+n \rightarrow \alpha\ (1.47MeV)+^{7}Li\ (0.84\ MeV)+\gamma(0.48\ MeV)\ (94\%) \quad \text{or} \quad \rightarrow \alpha\ (1.78MeV)+^{7}Li\ (1.01\ MeV)\ (6\%)$$

The short range of the produced particles (≤ 10 μm) limits the damage to the cells containing ^{10}B. The conventional methods to provide pure thermal neutron flux are a nuclear reactor or accelerator-based neutron source, which generate ~10^{13} and 10^{11} n/cm^2/s, respectively. Reaction efficiency evaluation relies on measuring the emitted γ-rays.

2. The proposed method and proof of principle experiment

The centrifugal-tensioned metastable fluid detector (C-TMFD) is employed for detecting α-particles in the proposed method, while the Kyoto University research reactor (KUR) was used to provide the thermal neutrons to initiate the nuclear reaction with the ^{10}B during the proof of principle experiment.

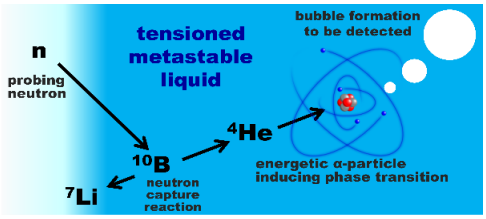


Fig. 1. Principle of the proposed method.

The principle of the method is: blood sample, including ^{10}B, is injected to the C-TMFD detector liquid. By rotating the C-TMFD liquid to proper rotation speed, a metastable state is induced inside the liquid. When a thermal neutron is hitting a ^{10}B atom inside the liquid, the B(n, α) nuclear reaction takes place. Hence, energetic α-particles induce phase transition by changing the liquid metastable state phase to gas in a stable phase, which appears like a bubble. This bubble is growing up from nanoscale to be visible and then counted by the IR sensor in the C-TMFD.

Proof of principle experiment has been performed using two different ^{10}B densities (0 & 40) ppm originated from a chemical compound. The KUR was used to provide pure thermal neutrons flux ~10^3 n/cm^2/s, which is ~25% of the nominal flux for BNCT conventional methods.

3. Preliminary results and conclusion

A clear difference was observed between (0 & 40) ppm densities of ^{10}B at different rotation speed for the C-TMFD using low neutron flux from the KUR. The preliminary results revealed that we could detect α-particles generated from the B(n, α) nuclear reaction using the proposed method, even with the low neutron flux. Details of the proposed method combined with the experimental conditions and results will be discussed. Moreover, the feasibility of using a compact neutron source, inertial electrostatic confinement (IEC), will be discussed based on the results.

Three-dimensional CT Image Prediction from multiple points tracking for delay compensation in lung radiotherapy

*Pohl Michel[1], Uesaka Mitsuru[1], Demachi Kazuyuki[1], Chhatkuli Ritu Bhusal[2] and Haga Akihiro[3]
[1] The University of Tokyo, Graduate School of Engineering
[2] National Institute of Radiological Sciences
[3] Tokushima University, Graduate School of Biomedical Sciences

During lung cancer with radiotherapy, the radiation delivered to healthy tissues around the tumor need to be minimized which is difficult because of the breathing motion and the treatment machine latency. This work presents a new method for predicting 3D chest images from limited information based on multiple points position tracking and prediction through optical flow and linear models.

Keywords : Optical flow, Linear Regression, Lung Cancer, Radiotherapy

1. Introduction

During the treatment of lung cancer with radiotherapy, positioning the X-ray beam correctly to minimize damage to healthy tissues is difficult because of the tumor motion due to breathing. Image-guided radiotherapy systems, such as the Elekta Synergy XVI, can provide chest images during the treatment but they are subject to a latency of approximately 100ms due to signal acquisition, etc. As a consequence, the real tumor position at a certain time and its position as shown in the image acquired at the same time differs, which entails uncertainty in the radiation delivery. This in turn reduces the efficiency of the treatment as well as increases irradiation to sound tissues. In this work, we present a method to predict three-dimensional chest images of a breathing patient with a lung tumor, to compensate such latency.

2. Materials and Method

The algorithm described below is used with 10 4D-CBCT (cone beam computed tomography) images of a patient's moving chest with lung cancer, corresponding to different breathing phases, acquired by the Elekta Synergy therapy machine in The University of Tokyo Hospital. First, we calculate the optical flow between two successive images of the sequence, using the pyramidal 3D Lukas-Kanade technique [1]. Images are filtered beforehand with a Gaussian low-pass filter. Then, linear regression is used to relate the motion of any voxel in the initial image to the motion of three selected voxels near the tumor (Fig. 1). The image sequence is repeated to compensate for the scarcity of available data, and a linear predictor is trained to predict the coordinates of the selected points. The linear predictor and the linear relationship between the motion of any voxel and the selected voxels are used to predict the motion of any voxel. Finally, predicted images are reconstructed from the initial image and the predicted motion using forward-warping with a Gaussian kernel (Nadaraya-Watson regression [2]).

3. Results and Discussion

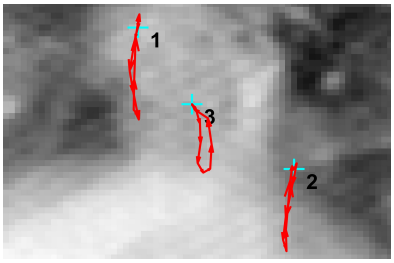
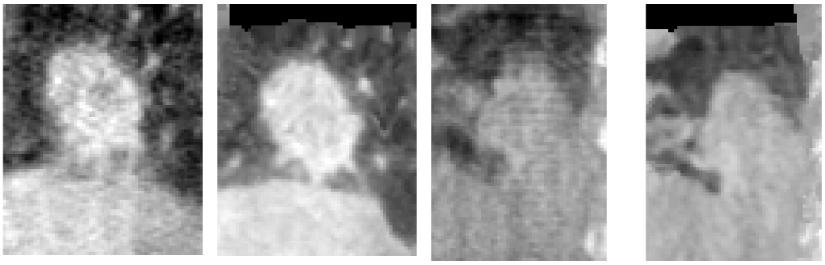


Fig. 1. Selection of three initial points around the tumor and their trajectories based on optical flow



Real coronal slice | Predicted coronal slice | Real sagittal slice | Predicted sagittal slice

Fig. 2 Comparison between real images and images predicted at t = 23.

Predicting the markers position takes 0.059ms and the corresponding RMS error (in voxels) is equal to 0.56. The optical flow reconstruction takes 0.75s per image and warping the initial image 21.29s. The calculations were done with Matlab on a computer with Intel Core i3 3.7 GHz 12 Gb RAM. The cross-correlation coefficient between the original and ten predicted images is equal to 0.795±0.126.

3. Summary

We presented an algorithm for the prediction of 3D chest images containing a lung tumor, which consists in warping the initial image at t=1 according to the displacements of a few points which may represent markers. This is a step towards latency compensation in lung cancer radiotherapy.

References

[1] Bouguet, Jean-Yves, "Pyramidal implementation of the Lucas Kanade Feature Tracker, Description of the algorithm" Intel Corporation, Microprocessor Research Labs (2000)

[2] Tsybakov, Introduction to non parametric estimation, Springer (2008)

α線治療のための He イオンマイクロビーム DNA 照射分析の基礎研究

Fundamental Research on DNA Irradiation Analysis with He Ion Microbeam for α-ray Therapy

*酒井 雅哉[1], 池田 時浩[2], 柴田 淳史[3], 竹本 健人[1], 上坂 充[1]
[1]東京大学, [2]理化学研究所, [3]群馬大学

RI α線治療を念頭におき、ペレトロン加速器を用いた He^{2+}ガラスキャピラリー（出口内径：7.5~15um）マイクロビーム（1~4.5 MeV）照射にて、DNA 損傷の可視化実験を行う。DNA 損傷の修復機構の可視化し、統計解析から生物的影響とα線治療応用の考察を行う。

キーワード：He イオンマイクロビーム, ガラスキャピラリー, 細胞照射, DNA 修復, α線治療

1. 緒言

がんの治療法の一つに放射線療法があり、粒子線治療は、生体内で光子線と比較して正常組織への被ばくを最小限に抑え、がんの病巣部にピンポイントで照射できるというメリットがある。しかし、重粒子線の生体影響はいまだ解明されていないことも多い。本研究の目的は、1 つ 1 つの細胞に対する照射が可能である、ガラスキャピラリーマイクロビームを用いて個々の細胞に対する放射線被ばく量と DNA 損傷量を正確に測定し、細胞の DNA 修復分子動態・細胞運命決定を解析することである。今回、ペレトロン加速器を用いた He^{2+}ガラスキャピラリーマイクロビーム照射にて、DNA 損傷の可視化実験を実施する。本実験に基づき、DNA 損傷された個々の細胞に対する正確な LET と DNA 損傷量を調べる。

2. 実験

前回のグローバルな照射ではバックグラウンドの foci が多いため、イオンビーム照射による DNA 損傷なのか区別が付かなかった。したがって今回はペレトロン加速器を用いたガラスキャピラリーマイクロビーム照射法により、バックグラウンドが比較的少ない RPE 細胞で線状イオントラックの可視化実験を行なった。ガラスキャピラリーの出射口を細胞の直前まで近づけ、細胞一つ一つに対して照射を行い、DNA 損傷された個々の細胞に対する正確な LET と DNA 損傷量を調べた。この際、ヒットポイントが見えるように修復タンパクを染色後観察した。さらには、修復タンパクの修復速度を調べるために、修復タンパク質 53BP1 の分布のタイムラプス観察を行う。結果の詳細は当日発表する。

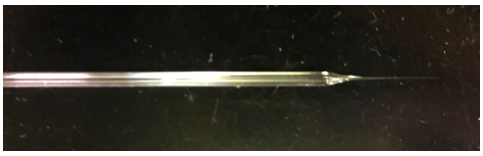


図 1. フタ付きガラスキャピラリー

3. まとめ

前回実験で得られた細胞 DNA 修復タンパク(53BP1)の集積の分布をもとに、He^{2+}ガラスキャピラリーマイクロビーム線状スキャン照射での分布の観察・分析、修復タンパクのタイムラプス観察を行う。

---

*Masaya Sakai[1], Tokihiro Ikeda[2], Atsushi Shibata[3] and Mitsuru Uesaka[1]

[1]Univ. Tokyo, [2]RIKEN, [3]Gunma Univ.

ダイヤモンド検出器を用いたホウ素中性子捕捉反応の直接定量測定

A direct quantitative measurement of boron-neutron capture reaction by using diamond detector

*小林真[1,2]、吉橋幸子[3]、小川国大[1,2]、磯部光孝[1,2]、西谷健夫[1]、神尾修二[1]、
藤原大[1]、坪内知美[2,4]、瓜谷章[3]、阪間稔[5]、長壁正樹[1,2]
[1]核融合研、[2]総研大、[3]名大、[4]基生研、[5]徳島大

単結晶 CVD ダイヤモンド検出器をホウ素材料と組み合わせ、中性子照射下においてホウ素中性子捕捉反応で発生するアルファ線をパルス波形弁別によりガンマ線起因のパルスと分離することで、ホウ素中性子捕捉反応発生率の定量評価を可能とした。

キーワード：中性子、BNCT、ダイヤモンド検出器

1. 緒言

ホウ素中性子捕捉療法に用いる中性子場の構築、人体内での中性子の減速過程の評価、治療効果のモニタリングのため、ホウ素中性子捕捉反応の実時間・定量測定が求められる。ダイヤモンド検出器は高エネルギー中性子計測だけでなく、表面に塗布したホウ素と中性子との $^{10}B(n,\alpha)^{7}Li$ 反応により生成するアルファ線を直接測定することで、ホウ素中性子捕捉反応の反応率を定量評価することが可能である。一方、ダイヤモンド検出器はガンマ線にも感度を有するため、アルファ線とガンマ線の弁別測定が必須となる。本研究ではパルス波形弁別に基づくコード開発によりホウ素中性子捕捉反応発生率の定量評価を可能とした。

2. パルス波形弁別

ダイヤモンド検出器内に照射した放射線はダイヤモンド内に電子正孔対を生成し、印加電圧により電荷出力が得られる。アルファ線等の高エネルギー荷電粒子はダイヤモンド表面近傍で全てのエネルギーを付与するため電子正孔対は表面近傍にのみ生成する。一方、ガンマ線により生成する電子正孔対は、ダイヤモンド内に広く分布する。この差異により、高エネルギー荷電粒子では矩形パルス波形が、ガンマ線では三角形状パルス波形が得られる。このようなパルス波形による弁別手法をコード化し、解析を行った。

3. 結果・考察

図に、ホウ素板を付したダイヤモンド検出器(ダイヤモンド厚さ: 500 μm)に中性子照射し、上記コードにより波形弁別して得られたアルファ線及びガンマ線によるパルスの全電荷ヒストグラムを示す。ホウ素中性子捕捉反応発生率の定量評価には、アルファ線のみの検出が必要であるが、その全電荷ヒストグラムとガンマ線による全電荷ヒストグラムは殆ど同じ電荷出力領域に出現するため、単純な電荷出力値による粒子弁別は不可能である。この問題を本コードによる波形弁別により解決することができた。一方、定量評価においては、ホウ素板内でのアルファ線の減速・遮蔽や波形弁別精度の評価が必要である。

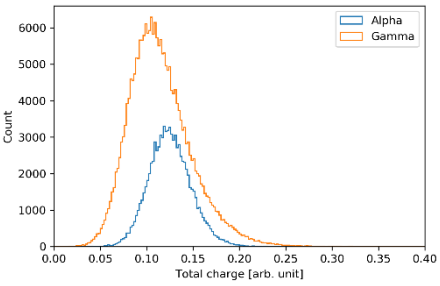


図 波形弁別により得られたアルファ線及びガンマ線の全電荷ヒストグラム

本発表では、これらの評価と併せてホウ素中性子捕捉反応発生率の定量評価について議論する。

*Makoto Kobayashi[1,2], Sachiko Yoshihashi[3], Kunihiro Ogawa[1,2], Mitsutaka Isobe[1,2], Takeo Nishitani[1], Shuji Kamio[1], Yutaka Fujiwara[1], Tomomi Tsubouchi[2,4], Akira Uritani[3], Minoru Sakama[5], Masaki Osakabe[1,2]
[1]NIFS, [2]SOKENDAI, [3]Nagoya Univ., [4]NIBB, [5]Tokushima Univ.

細胞への放射線照射による遺伝子発現変動解析

Gene expression fluctuation analysis by irradiation to cells

*竹本　健人[1]，酒井　雅哉[1]，秋光　信佳[2]，柴田　淳史[3]，上坂　充[1]
[1]東京大学　原子力国際専攻，[2]東京大学　アイソトープセンター，[3]群馬大学

粒子線・免疫治療のための遺伝子分析を目的とする研究である。まず遺伝子分析につき、ヒトの網膜色素上皮（RPE）細胞に炭素線と X 線を照射して遺伝子分析を行い、線質による遺伝子発現の差異を観察する。

キーワード：遺伝子発現解析、RNA 次世代シーケンス解析、炭素線、X 線、RPE 細胞、RT-qPCR、正常細胞、免疫治療

1. 緒言

粒子線・免疫治療のための放射線生物学基礎研究に最新の観察分析手法である RNA 次世代シーケンス解析を適用した。具体的には、RPE 細胞に X 線(3Gy)と炭素線(1Gy)を照射、照射後 24 時間で細胞を回収し RNA を抽出、そこから RNA 次世代シーケンス解析を行い、炭素線特異的な遺伝子発現変化を観察した。線量は照射後の細胞生存率を合わせるために X 線と炭素線の一般的な生物学的効果比が 3 であることからそれぞれ 3Gy, 1Gy とした。

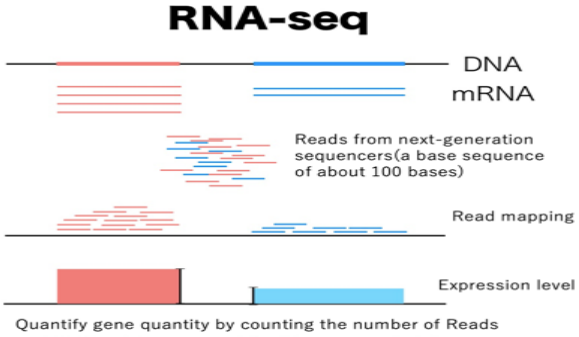


図 1　RNA 次世代シーケンス解析　原理　模式図
by June Sese (AIST)

2. 実験

RPE 細胞を播種し、細胞播種の翌日に X 線と炭素線による照射を行なった。照射後 24 時間後に RNA iso plus を用いて細胞を回収。細胞回収液から RNA を抽出し、RNA 次世代シーケンス解析を行った。また、念の為に RNA 回収までの予備実験を事前に行った。細胞播種から RNA 回収まで同じ手順で行い Bioanalyzer による品質確認の結果、高品質の RNA を抽出することができた。

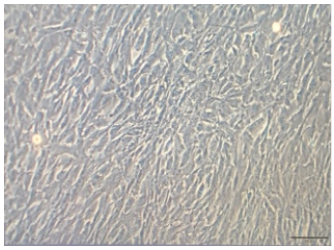


図 2　網膜色素上皮(RPE)細胞

3. まとめ

RPE 細胞に X 線と炭素線を照射し、RNA 次世代シーケンス解析により炭素線特異的な遺伝子発現変化を観察した。また、事前に準備実験を行った。具体的には同じ手順を行い高品質な RNA が抽出できるかを確認した。当日は最新の結果を解析したものを報告する。

参考文献

[1] Katrien K, et al., Frontiers in Oncology, May 2019
[2] Stefan W, et al., Frontiers in Oncology, February 2016

*Kento Takemoto[1], Masaya Sakai[1], Mitsuru Uesaka[1], Nobuyoshi Akimitsu[2], Atsushi Shibata[3]
[1]Univ. Tokyo Nuclear engineering and Management, [2]Univ.Tokyo Isotope Center, [3]Gumma Univ.

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

Thu. Sep 12, 2019 10:55 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[2D06-09] Radiation Manegement

Chair:Jun Hirouchi(JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[2D06] Estimation of Leakage Dose around Therapy Facilities using Gantry Type Linac by Monte Carlo Method (6)

*Yoshihiro Ogawa[1,3], Kazuyuki Kobayashi[2] (1. Kindai University, 2. Accuray Japan, 3. HATC Ltd.)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2D07] Radiation safety management for Crookes tube that radiate high leakage dose

*Masafumi Akiyoshi[1] (1. Osaka Prefecture Univ., Rad. Res. Center)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2D08] Automatic screening system for vehicle surface contamination in interim storage facility

*Hiroshi Nishizawa[1], Ryuki Tanaka[1], Yasushi Nakano[1], Masakazu Nakanishi[1], Makoto Sasano[1], Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Hideaki Kakiuchi[2], Taizo Harada[2], Keiichi Matsuo[2] (1. Mitsubishi Electric, 2. Mitsubishi Electric Plant Engineering)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2D09] Development of a system to trace the causes of exposure

*Masanori Tokiyoshi[1], Haruo Nagamine[1], Kyohei Nishiyama[1], Hiroaki Ichihara[1], Jyunichi Hagiwara[1], Hiroyuki Mizuno[2], Daisuke Tanaka[3] (1. TAISEI, 2. Fuji Electric, 3. infocube LAFLA)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

モンテカルロ法による
ガントリー型リニアックを用いた治療施設の漏えい線量評価（６）

Estimation of Leakage Doses around Therapy Facilities
using Gantry Type Linac by Monte Carlo Method (6)

*小川 喜弘[1,3]，小林 一之[2]
[1]近畿大学，[2]日本アキュレイ株式会社，[3]株式会社 HATC

ガントリー型リニアックの特徴を考慮した漏えい線量評価システムを PHITS を用いて構築している。加速器ターゲットから放出された放射線が対向板と相互作用し，対向板からの発生放射線情報を用いた回転照射を模擬した放射線情報による施設からの漏えい線量評価について報告する。

キーワード：モンテカルロ法，ガントリー型リニアック，PHITS，漏えい線量

1. はじめに

電子線加速器ターゲットで発生し MLC から放出される放射線（MLC ダンプ線源）が対向板に照射され，対向板から発生する放射線（対向板ダンプ線源）を用いた回転照射を模擬した放射線情報による施設からの漏えい線量を評価する。この漏えい線量評価システムを用いて，実際の治療施設での漏えい線量を評価した結果と従来の方法で評価した結果を比較し，本システムの有用性について考察する。

2. 方法

治療施設の管理区域境界における漏えい線量は，治療用 X 線（6MeV）と MVCT 用 X 線（3.5MeV）の対向板ダンプ線源を 120 か所の位置に，治療用 X 線（6MeV）と MVCT 用 X 線（3.5MeV）のターゲット位置 120 か所に漏えい線源（利用線錘の 1/1000）の点状等方線源を配置し，それぞれの位置から三ヶ月当たりの使用時間で放射線を発生させる。

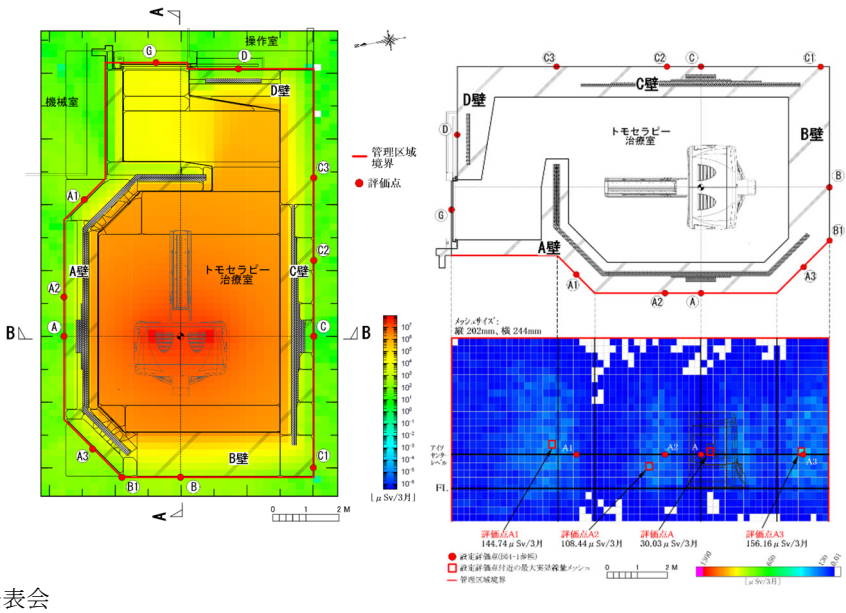
3. 結果

計算結果の一例として，アイソセンター平面での実効線量分布と A 壁面での漏えい線量分布を示す。

今回の方法を従来の方法で評価した結果と比較すると，

１）利用線錘方向：0.07～0.35
２）漏洩線方向：0.16～1.10
３）漏洩散乱線方向：0.08～1.11

の漏えい線量となった。



参考文献

[1] 第 56 回アイソトープ・放射線研究発表会

*Yoshihiro Ogawa[1,3] and Kazuyuki Kobayashi[2]
[1]Kindai Univ., [2]Accuray Japan K.K., [3]HATC Ltd.

高い漏洩線量を示すクルックス管に対する放射線安全管理

Radiation safety management for Crookes tube that radiate high leakage dose

*秋吉 優史
*大阪府立大学 放射線研究センター

学校教育現場で用いられているクルックス管は個々の製品毎に特性が異なり、漏洩 X 線量の大きい製品では表面から 15cm の位置で $H_p(0.07)$ が 200mSv/h にも達する場合がある。このようなクルックス管について平均電流に対する漏洩線量、エネルギースペクトルなど評価し、放射線安全管理上必要な対策について検討を行った。

キーワード： クルックス管、低エネルギーX 線、放射線計測、一般公衆、線量拘束値、放射線教育

1. 緒言

H29 年に公示された新学習指導要領に於いては、クルックス管などの真空放電と関連づけながら放射線の性質と利用にも触れることが新たに追加された。当該単元は 2 年生で取り扱われ、全ての生徒が放射線について学習することになり極めて画期的である。クルックス管はレントゲンが X 線を発見した際に用いられており、もっとも古くから放射線を放出していることが知られていた装置であるとも言えるが、現在中学や高校の理科の授業に於いて使われているクルックス管からどの程度の強さの放射線が放出されているかということはほとんど認識されていない。既に 1994 年に一部の製品では表面からの距離 5 cm での 70μm 線量当量率が 250mSv/h にも達することが報告されており[1]、我々の研究でも 15 cm の距離における 70μm 線量当量率が 200mSv/h というさらに高い線量を漏洩する装置が発見されている。このため、放射線が放出されていることを知らずに不注意な取扱いを行うと大きな線量を被ばくする恐れがある。

2. どのように放射線安全管理を行うか

上記の理由により教育現場に於ける放射線安全管理を行う必要があるが、ほとんどの場合教員は放射線に関する教育を受けておらず、測定器なども持っていない（持っていても電離箱など一部を除いてほとんどの製品で正常に測定できない)。さらにクルックス管の個々の製品毎に大きく特性が異なることが明らかになっている。個々の現場毎に対応を行う事は困難であるため、誘導コイル及びクルックス管の特性を動作原理から本質的に理解し、どうすれば漏洩線量を抑えることが出来るのかを、全国的な有志の集まりであるクルックス管プロジェクト[2]により検討を行ってきた。その中で、クルックス管から漏洩する X 線は 20keV 前後と低エネルギーであり、ごく僅かな印加電圧の変化で漏洩線量が大きく変化することが明らかとなった。さらにクルックス管毎にコンダクタンスが大きく異なり、電流の流れにくい装置では誘導コイルの一次側の電圧を抑えていても実際には高い電圧が印加されてしまう場合があり、印加される最大電圧を抑える安全装置としての放電極の設定が極めて重要であることが明らかになった。また、極薄くて軽いガラスの水槽が安価に販売されており、それらを用いることで極めて有効な遮蔽を行う事も可能であった。

これらの知見をまとめて、以下の様な暫定ガイドラインを策定した。

1)誘導コイルの放電出力（一次側印加電圧）は電子線の観察が出来る範囲で最低に設定する。
2)放電極を必ず使用し、電極間の距離は 20mm 以下とする。
3)出来る限り距離を取り生徒への距離は 1m 以上とする。磁石で電子線を曲げる時は指し棒等を使用する。
4)演示時間は 10 分程度に抑える。

この暫定ガイドラインを遵守することで本当に安全を確保することが出来るのか（国際的な免除レベルとしての実効線量 10μSv/y を目標としている)、クルックス管プロジェクトに於いて全国の中高の教育現場にガラスバッジを配布して測定してもらう実態調査を行っている。無料で安全確認を行える機会であるので、全国での協力呼びかけを期待する。

[1] クルックス管から漏洩する X 線の実態とその対策, 大森儀郎, 神奈川児立教育センター研究集録, 13(1994)21-24.
[2] http://bigbird.riast.osakafu-u.ac.jp/~akiyoshi/Works/index.htm

*Masafumi Akiyoshi, Osaka Prefecture Univ.

中間貯蔵施設における車両表面汚染の自動スクリーニング検査装置の開発

Automatic screening system for vehicle surface contamination in interim storage facility

*西沢博志[1]，田中隆巳[1]，中野康嗣[1]，中西正一[1]，笹野理[1]，東哲史[1]，林真照[1]，
垣内英明[2]，原田泰造[2]，松尾慶一[2]
[1]三菱電機，[2]三菱電機プラントエンジニアリング

福島中間貯蔵施設への除染廃棄物搬入後に施設から退出するダンプトラックの表面汚染を自動で検査する装置を開発した。車両形状に応じて検出器と車両表面の距離を一定に保ちながら走査させる機能を備えており、汚染を確実かつ迅速に検査できる。これにより、検査精度確保と施設稼働率向上の両立に貢献できる。

キーワード：中間貯蔵施設，除染廃棄物，表面汚染，管理区域，スクリーニング，自動制御

1. 緒言

電離則では管理区域から持ち出す物品については表面汚染検査を行うことが規定されており、中間貯蔵施設における大型トラックも対象となる。従来から GM サーベイメータ等を用いた作業員による手作業スクリーニングが実施されてきたが、大量の廃棄物の搬入を計画通り期限内に完了させるためには確実で効率的な検査を行うことが必須の状況となっている。今回、車両表面とタイヤハウス内の汚染を確実かつ効率良く検査するため、複数の検出器を自動走査させてスクリーニング検査を行う自動スクリーニング装置を開発した。

2. 装置構成

本装置は、車両表面とタイヤハウス内の汚染を検査する合計 6 台の検出器ユニットと、これらの検出器ユニットを駆動させる可動式ゲートから成る（図１）。中間貯蔵施設周辺はバックグラウンド線量率が数 μ Sv/h 程度と比較的高いため、従来の車両モニタで採用されていたγ線計測では現実的な S/N 比が得られない。そのため薄型の大面積プラスチックシンチレータにより β 線を計測し、検出器を測定対象物に近接させる方式を採用した。車両表面の検査では、距離センサの信号を用い各々の検出器を車両表面から一定の距離を保って走査させる。また、タイヤハウス内の検査では、タイヤとフェンダーの隙間を自動認識して平板状の薄型検出器をタイヤハウス内に挿入する（図２）。



図１ 車両自動スクリーニング装置


図２ タイヤハウス検査用検出器

3. 測定、評価

確実な検査を行うため、不確かさ評価方法[1]に基づき各要因を評価し、必要な条件を求めた。例えば、支配的な不確かさ要因の一つである検出器・測定対象間の距離については、図３のように±1cm の不確かさが有る場合、指示値が約±6%変動する。本装置では、測定対象までの距離を 20cm に保つ制御を行い、さらに距離が変動した場合でも距離に応じた感度補正を行うことで測定値の信頼性を確保した。

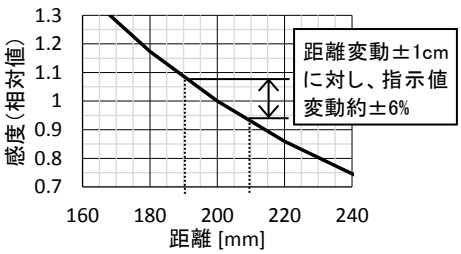


図３ 感度の距離依存性

4. まとめ

本装置によりダンプトラック１台あたり３分程度で検査が可能である。現在、中間貯蔵施設内のスクリーニング場にて稼働中である。

参考文献

[1] ISO/IEC Guide 98-3:2008: “Uncertainty of Measurement – Part 3: Guide to the expression of Uncertainty in Measurement (GUM: 1995)”

*Hiroshi Nishizawa[1], Ryuki Tanaka[1], Yasushi Nakano[1], Masakazu Nakanishi[1], Makoto Sasano[1], Tetsushi Azuma[1], Masateru Hayashi[1], Hideaki Kakiuchi[2], Taizo Harada[2] and Keiichi Matsuo[2]
[1]Misubishi Electric, [2]Mitsubishi Electric Plant Engineering

被ばくトレーサビリティシステムの開発

Development of a system to trace the causes of exposure

*時吉 正憲[1]，長峰 春夫[1]，西山 恭平[1]，一原 広昭[1]，萩原 純一[1]，水野 裕元[2]，田中 大輔[3]
[1]大成建設，[2]富士電機，[3]インフォキューブ LAFLA

当社は，線量計とスマートデバイスを用いて，リアルタイムに線量と位置情報を取得することで，主な被ばく原因を特定できるシステムを開発している。ここでは，当該システムのうち，線量見える化ツールの開発状況について報告する。

キーワード：IoT，被ばく線量，位置情報，リアルタイム

1. 緒言

放射性物質を取り扱う工事等では，一般の安全対策に加え，作業員に対する放射線管理や被ばく低減対策が求められる。しかしながら，これまで，どの作業員が，いつ，どこで，何をして，なぜ被ばくしたかを分析できないまま 1 日の被ばく線量のみで管理・対策を行っていた。そのため，作業場所の線量と，作業の内容に応じた効果的な被ばく対策を講じることが困難であった。そこで，まずは，線量と位置情報をリアルタイムに把握するため，見える化ツール（図 1）を開発した。

2. 線量見える化ツールの特徴

図 1 のツールでは，アプリ向けの SDK（線量計専用 API ライブラリ含む）を開発・実装することで，線量計の情報と，スマートデバイスの位置情報を同期してアプリ内に読み込むことができる。通信方法には，4G/LTE 回線を利用することで，リアルタイムにクラウド上へアップロードできる。PC 画面には，地図情報と工事現場の図面を GIS 上に組み合わせた表示と，線量と位置情報のプロットが可能である。また，滞在時間に応じたヒートマップの作成や，設定したエリア毎の滞在時間の把握が可能である。

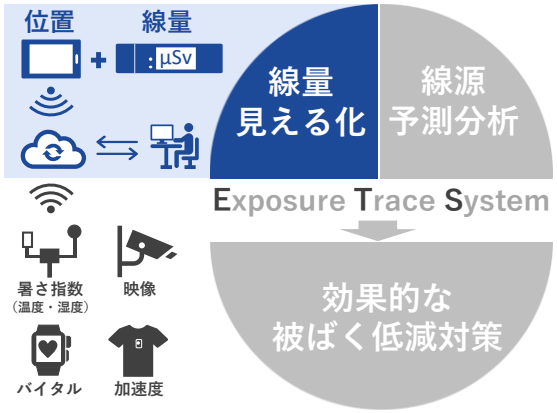


図 1 線量見える化ツール

3. 実証試験の概要と結果

実際の運用を想定した実証試験を福島県内の工事現場にて行った。デバイスにはシリコン半導体検出器，GPS モジュール搭載の Android 端末を選定した。作業員 3 名が当該デバイスを 2 週間程度装着した。本試験では，1 秒間隔の位置情報に加え，1 分間隔の線量および位置情報が同期した結果を PC 画面に表示させた。実証試験の結果，管理者が作業員の線量と位置情報をリアルタイムかつ容易に確認できた。また，GPS が遮断される環境下においては，Bluetooth 発信機を設置することで位置精度が向上した。

4. 結言

被ばくトレーサビリティシステムに必要な線量見える化ツールを開発した。今後は，線源を予測する分析ツールを開発予定である。また，暑さ指数，温度，湿度およびカメラ映像等の環境データと，バイタルおよび加速度等の個人データを取り込むことができ（図 1），将来的に作業安全対策への適用が期待される。

---

*Masanori Tokiyoshi[1] , Haruo Nagamine[1] , Kyohei Nishiyama[1] , Hiroaki Ichihara[1] , Jyunichi Hagiwara[1] , Hiroyuki Mizuno[2] , Daisuke Tanaka[3]
[1]TAISEI , [2]Fuji Electric , [3]infocube LAFLA

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

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[2D10-14] Environmental Safety Assessment and Radiation Protection

Chair:Hiromi Yamazawa(Nagoya Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2D10] Evaluation for Uncertainty of Effective Stack Height in Numerical Simulation of Atmospheric Diffusion over Complicated Terrains

*Gaku Sasaki[1], kazuki Okabayashi[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2D11] Uncertainty Analysis of a Numerical model for evaluating Effective Source Height

Examination of Uncertainty due to Numerical Solution of Equations by means of GCI

*Hiroki Ono[1], Koichi Sada[1] (1. CRIEPI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2D12] Study of the level 3PRA method using WinMACCS

(3)Investigation for a change of a calculation result when using different source term.

*Masaharu Tsuzaki[1], Ryogo Kurokawa[1], Koichi Sada[1] (1. CRIEPI)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2D13] Study of the level 3 PRA method using WinMACCS

(4)Change of important input parameters by difference between source terms

*Ryogo Kurokawa[1], Masaharu Tsuzaki[1], Koichi Sada[1] (1. CRIEPI)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2D14] Examination of parameters on reduction effects of internal exposures in vehicles evacuation after nuclear accident

*Jun Hirouchi[1], Hiroshi Komagamine[2], Shogo Takahara[1], Masahiro Munakata[1] (1. JAEA, 2. Dainichi Machine and Engineering Co. Ltd.)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

複雑地形での大気拡散数値シミュレーションにおける有効高さの不確かさ評価

Evaluation for Uncertainty of Effective Stack Height in Numerical Simulation of Atmospheric Diffusion over Complicated Terrains

*佐々木 岳[1]，岡林 一木[1]
[1] 三菱重工業株式会社

原子力学会標準「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」（以下、V&V ガイドライン）に則り、LES を適用して求めた周辺被ばく評価に必要な有効高さの不確かさについて検討した。

キーワード：大気拡散、V&V、LES

1. 緒言

原子炉施設における安全解析の被ばく評価では、放射性物質の放出源高さとして地形や建屋影響を考慮した有効高さを算出する必要がある。本研究では、従来の風洞実験に代えて数値モデルを適用し、学会標準である有効高さを求めるための数値モデル実施基準[1]に沿って求めた有効高さの不確かさを、別途学会標準「V&V ガイドライン」[2]によって評価した一例を報告する原本。

2. 複雑地形における数値モデルによる拡散計算

まず有効高さを求めるために、LES（Large Eddy Simulation）を用いて、平地と地形での拡散計算（図 1）を行い[3]、各々の地表軸上濃度の計算結果が別途実施された風洞実験結果とほぼ整合することを確認した。参考までに、有効高さの概念を図 2 に示す。

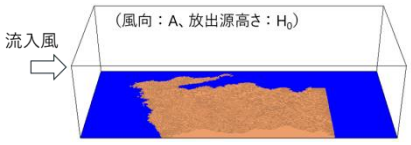


図 1　計算領域

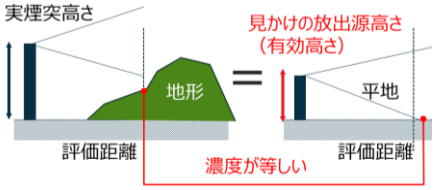


図 2　有効高さの概念

3. 不確かさの算出方法

次に、V&V ガイドラインに基づき有効高さの不確かさ$\tilde{\delta}_{model}$を式 1 に基づいて評価した。ここで、k：信頼水準に係る包含係数，u_{val}：統合された不確かさ，$E_{comparison}$：風洞実験結果と数値モデル算出結果の差，u_{input}：入力の不確かさ，u_{num}：数値解析上の不確かさ，u_D：実験的な不確かさである。この際、u_{input}は風洞実験を対象にした再現計算であることから、入力データの不確かさは極めて小さいと想定して$u_{input} = 0$とし、u_D については暫定的に過去の繰り返し実験の検討例を参考にした。また、u_{num}は計算結果として求まる濃度の GCI（Grid Conversion Index）から、数値解析上の濃度の不確かさとしてまずは算出し、次に、本研究の評価対象である有効高さの不確かさu_{num}を求めるために、濃度の不確かさu_{num}を用いて誤差伝播の考え方を適用し有効高さの不確かさu_{num}に換算した。

$$\tilde{\delta}_{model} = E_{comparison} \pm k u_{val} \quad \text{・・式 1}$$

$$\left(u_{val} = \sqrt{u_{input}^2 + u_{num}^2 + u_D^2} \right)$$

4. 結言

上記の方法をもとに算出した有効高さの不確かさは、有効高さ 65m に対して 13m（20%）となった。なお、本研究は限られたケースでの検討結果であるため、今後、より多くのケースでの算出結果を踏まえ、有効高さの不確かさ算出に必要な$E_{comparison}$、u_{input}、u_D 等の算出のあり方について、議論の必要があると考える。

謝辞

本研究は、電力共通研究「安全解析における被ばく評価手法の高度化検討（その 4）」の成果の一部であり、原子力気象検討委員、電力各社の皆様には、多大なご助言、ご助力をいただいた。この場を借りて感謝の意を表する。

参考文献

[1] 日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準:2011、一般社団法人　日本原子力学会、2012 年 8 月
[2] 日本原子力学会標準 シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン:2015、 一般社団法人 日本原子力学会 2015 年 12 月
[3] 岡林一木、永山圭憲、原智宏　他、複雑地形へ適用可能な非定常乱流拡散 数値シミュレーション技術の開発 ー風洞実験代替に向けてー、三菱重工技報、Vol.49、 No.1、2012

*Gaku Sasaki[1], Kazuki Okabayashi[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

放出源の有効高さを求めるための数値モデルの不確かさ評価
GCI を用いた離散化に伴う不確かさの検討

Uncertainty Analysis of a Numerical model for evaluating Effective Souce Height
Examination of Uncertainty due to Numerical Solution of Equations by means of GCI

*小野 浩己[1]，佐田 幸一[1]
[1]電力中央研究所

放出源の有効高さを評価するための数値モデルに対して，日本原子力学会標準「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」の手順を参考にして不確かさ評価を行った．

キーワード：放出源の有効高さ，数値モデル，不確かさ評価，GCI

1. 緒言

原子力施設の安全解析では，放出源の有効高さというパラメータが必要となる．従来手法である風洞実験の代わりに数値モデルを用いて放出源の有効高さを評価するための実施基準[1]が刊行されているが，数値モデルの不確かさ評価については課題として残されていた．そこで，日本原子力学会標準「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」[2]の手順を参考にして数値モデルの不確かさ評価を行った．

2. 数値モデルの概要

本報で使用した数値モデルは，数値流体力学を用いて風洞実験を計算機上で再現したものであり，乱流解析手法に Large Eddy Simulation を採用して高精度な計算を可能としている．詳細は文献[3]を参照されたい．

3.不確かさ評価の概要

文献[2]を参考に，数値モデルの推定誤差δ_{model}を表 1 に示す 4 要素から評価した．

表 1　数値モデルの推定誤差の算出方法

$\delta_{\mathrm{model}} = E_{\mathrm{comp}} \pm k u_{\mathrm{val}}$ $u_{\mathrm{val}} = \sqrt{u_{\mathrm{num}}^2 + u_{\mathrm{input}}^2 + u_{\mathrm{D}}^2}$	E_{comp}：風洞実験結果と数値モデル結果の差異	u_{input}：入力の不確かさ
	u_{num}：離散化に伴う不確かさ	u_{D}：風洞実験の不確かさ

u_{num}は GCI を用いて評価した．また，風洞実験というコントロールされた系を対象とした計算であることからu_{input}は小さいと判断して無視し，u_{D}については別の実験で取得された値を暫定的に使用した．包含係数kは 2 とした．これらの扱いの妥当性については今後の検討課題としたい．

4. 結言

上記の方法で算出したδ_{model}(95%信頼区間の最大値)は 2.3～35[m]となり，平均は 18[m]であった．これは，現在の実施基準[1]の補正方法を用いる場合に要求される補正幅とほぼ同程度であった．

参考文献

[1] 日本原子力学会，発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準：2011.
[2] 日本原子力学会，シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015.
[3] 小野，佐田，放出源の有効高さを求めるための数値モデルの高度化 -LES を用いた風洞実験再現精度の向上-，電力中央研究所報告，O18009，2019.

*Hiroki Ono[1] and Koichi Sada[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

WinMACCS を用いたレベル 3PRA 手法の検討
（3）ソースタームが異なる場合の計算結果の変化

Study of the level 3PRA method using WinMACCS

(3) Investigation for a change of a calculation result when using different source term.

*津崎 昌東[1]，黒川 諒悟[1]，佐田 幸一[1]

[1]電力中央研究所

米国 NRC が開発した最新のレベル 3PRA 計算コードである WinMACCS について特性の把握と日本への適用性を検討している。本報では 2 種類のソースタームを用いた場合の WinMACCS の早期被ばく計算結果の変化について、また、防護措置の影響について報告する。

キーワード： レベル 3PRA、WinMACCS、シビアアクシデント、ソースターム、防護措置

1. 緒言

ソースタームの違いおよび屋内退避や避難等の防護措置はレベル 3PRA の結果に大きな影響を及ぼすと考えられる。そこで、2 種類のソースタームを用いて試計算を行い、結果を比較、評価した。なお、本研究では具体的なサイトのリスク評価を目的としていないため、入力データ等は基本的に文献値[1][2]や WinMACCS 付属のサンプル等の値を用いている。

2. 方法

ソースタームは、原子炉スクラム後約 20 時間（ST1）および 1 時間未満（ST2）で大規模放出を開始する 2 種類を用いた。ST1 と ST2 で放射性核種の放出量には大きな差はないが、主要な核種は異なっている。また、防護措置として、放出源から 30 ㎞の範囲で一律に屋内退避、避難等を行う設定とした。評価は晩発性がん死亡(LCF)リスクで行った。

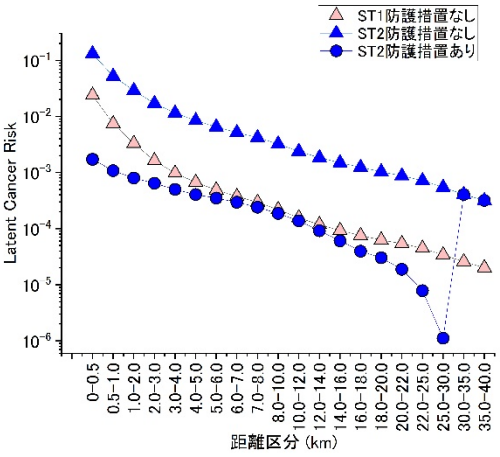


図 1　2 種類のソースタームを用いた場合のリスク計算結果の変化
ST1 については、防護措置がある場合はリスクがほぼ 0 となるため省略した。避難範囲を放出源から 30㎞ までとしたため、それ以遠では防護措置の有無に関わらず同じ結果となる。

3. 結果および今後の課題

計算結果の概要を図 1 に示す。防護措置なしの場合、ソースタームの違いによるリスクの差は 10 倍程度となった。同一ソースタームで防護措置を考慮した場合、リスクは 1/10 程度に低下したが、結果の不確実さの幅が大きくなる傾向が見られた。

これらの結果より、レベル 3PRA を行う場合、事故進展を代表するソースタームを適切に設定することが重要であることが確認できた。また、今回、防護措置は簡易な設定を用いて解析したが、ソースタームと同様の影響が見られたことから、今後はより現実的な設定を用いた評価が必要であると考えられる。

参考文献

[1] U. S. NRC, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 1: Peach Bottom Integrated Analysis”, NUREG/CR-7110, Vol. 1

[2] U. S. NRC, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station”, NUREG/CR-7155

*Masaharu Tsuzaki[1], Ryogo Kurokawa[1], Koichi Sada[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

WinMACCS を用いたレベル 3PRA 手法の検討
（4）ソースタームの違いによる重要入力パラメータの変化

Study of the level 3 PRA method using WinMACCS

(4) Change of important input parameters by difference between source terms

*黒川 諒悟[1]，津崎 昌東[1]，佐田 幸一[1]

[1]電力中央研究所

2 種類のソースタームについて、WinMACCS のメタモデル(動作を近似する計算コストの低い代替モデル)を用いた感度解析を行い、それぞれのソースタームにおける重要入力パラメータを特定する。

キーワード：レベル 3PRA，ソースターム，感度解析，メタモデル

1. 緒言　レベル 3PRA における評価では、レベル 2PRA からの情報であるソースタームにより、重要入力パラメータが異なることが想定される。そのため本研究では、2 種類のソースターム（早期および晩期放出）を用意し、メタモデルを用いた感度解析を行うことで、それぞれのソースタームにおける晩発性ガン死亡リスク（LCF リスク）に対する重要入力パラメータを把握する。

2. 方法　WinMACCS において SOARCA 研究[1]等を参考にし、早期被ばくに関わる 52 種類の入力パラメータに確率分布を与え、LCF リスクを複数回計算した。その入出力データから、放出源からの距離区分ごとにメタモデルを構築し、それぞれに対して感度解析を行った。

3. 結果

3-1. 早期放出シナリオ　いずれの放出源からの距離区分においても、(A)吸入の遮蔽係数、(B)肺およびその他器官のリスク換算係数が重要入力パラメータとして特定された。10km 以内では(C)沈着に係るパラメータ、10km 以遠では(D)拡散に係るパラメータの寄与も確認された(図 1)。また、LCF リスクに対して寄与が大きい放射性核種として Ce 類、La 類が特定された。

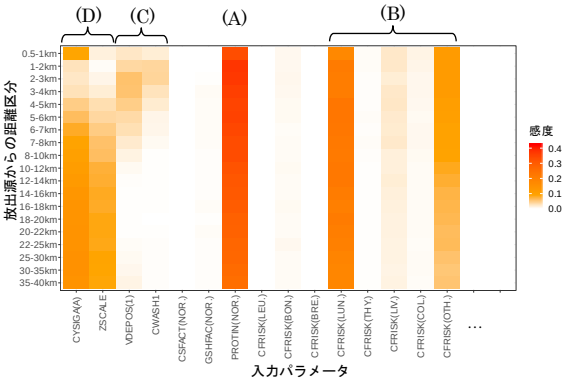


図 1 早期放出シナリオの感度解析結果

3-2. 晩期放出シナリオ　いずれの放出源からの距離区分においても、(A)吸入およびグランドシャインの遮蔽係数、(B)甲状腺およびその他器官のリスク換算係数などが重要入力パラメータとして特定された。10km 以内では(C)沈着に係るパラメータ、10km 以遠では(D)拡散に係るパラメータの寄与も確認された(図 2)。また、LCF リスクに対して寄与が大きい放射性核種として Te 類、I 類、Ba 類が特定された。

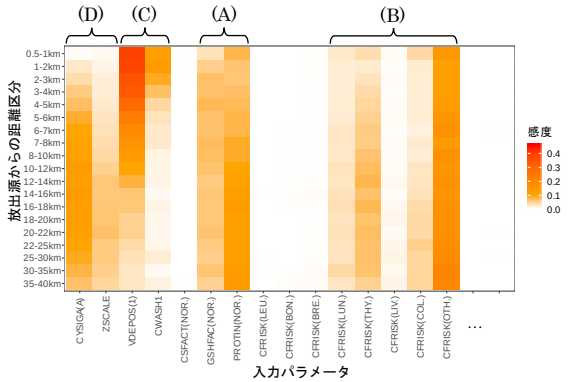


図 2 晩期放出シナリオの感度解析結果

CYSIGA：水平方向の拡散パラメータの係数、VDEPOS(1)：乾性沈着速度、CWASH1：ウォッシュアウト係数、ZSCALE…鉛直方向の拡散の補正係数、CSFACT(NOR.)：クラウドシャインの遮蔽係数、GSHFAC(NOR.)：グランドシャインの遮蔽係数、PROTIN(NOR.)：吸入の遮蔽係数、CFRISK：リスク換算係数(LEU.…白血病、BON. …骨髄、BRE. …乳房、LUN. …肺、THY. …甲状腺、LIV. …肝臓、COL.…大腸、OTH. …その他器官)

4. 結論　ソースタームによって重要入力パラメータが異なることが確認された。また、この違いは、両ソースターム間で寄与の大きい放射性核種が異なることが原因であると考えられた。

参考文献

[1] U.S. NRC, State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station, NUREG/CR-7155, 2016.

[2] U.S. NRC, State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 1 : Peach Bottom Integrated Analysis, NUREG/CR-7110,2013.

*Ryogo Kurokawa[1], Masaharu Tsuzaki[1] and Koichi Sada[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

原子力事故時の自動車避難に関する内部被ばく低減効果に係るパラメータの調査

Examination of parameters on reduction effects of internal exposures in vehicles evacuation after nuclear accident

*廣内 淳[1], 駒ヶ峯 弘志[2], 高原 省五[1], 宗像 雅広[1]
[1]JAEA, [2]大日機械工業株式会社

自動車避難時の内部被ばく低減効果は多くの因子に影響される。本研究では、自動車内外の CO_2 濃度及びエアロゾル濃度を連続測定し、換気率及び粒子状物質の車内での沈着率と浸透率を求めた。

キーワード：自動車避難，内部被ばく，換気率，沈着率，浸透率

1. 緒言　自動車を用いた避難は原子力事故後に実施される防護措置の一つである。自動車を用いた避難時の内部被ばく低減効果に係るパラメータとしては、換気率、沈着率、浸透率等が考えられるものの、家屋における調査[1]と車とでは体積、隙間構造等の違いによって沈着率と浸透率が異なる可能性がある。さらに車の走行状態によって換気率が異なる可能性がある。そこで本研究では、実車を用いて内部入被ばくの低減効果評価に必要な換気率、粒子状物質に対する車内での沈着率及び車内への浸透率を実験的に求めた。

2. 実験概要　コンパクトカー、セダン、ミニバンに対して実験を行った。車後方及び側方からの風の影響をなるべく小さくするため、車前方以外は車高よりも高い壁で囲まれている場所に車を設置した。走行状態を模擬するため、車前方に大型サーキュレーターを設置した。速度への換算は車前方に設置した風速計の指示値を用いた。サーキュレーターの風量または車との距離を変えることによって、風速を調整した。本実験では、避難中の渋滞を想定し、約 15 km h^{-1} までの速度を対象とした。各パラメータの算出方法は実家屋実験[1]と同等である。換気率は、車内に CO_2 を散布し、その後の CO_2 濃度の時間変化から求めた。沈着率は、車内のシートを約 1 分間たたき、車内のエアロゾル濃度を増加させ、車外からの粒子の侵入の寄与を相対的に小さくし、その後のエアロゾル濃度の時間変化から求めた。浸透率は、車内で空気清浄機を稼動させ、車内のエアロゾル濃度が車外よりも小さい環境にし、その後のエアロゾル濃度の時間変化から求めた。エンジン稼動の有/無、エアコン稼動の有/無、内気循環/外気の取り入れ等それぞれの条件に対して各パラメータを求めた。車内外の CO_2 濃度は T&D 社製 TR-76Ui、車内外のエアロゾル濃度は日本カノマックス社製のレーザーパーティクルカウンタ MODEL3886 を用いて測定した。計測期間中、人の出入りはない。

3. 結果　換気率と速度の関係を図に示す。外気取り入れモードでエンジンとエアコンをともに稼動させた条件（図中の●）を除けば、換気率は 0.1～1.5 h^{-1} 程度であり、外気取り入れモードでエンジンとエアコンをともに稼動させた条件では 30 h^{-1} 以上となった。沈着率は粒径 0.3 μm の粒子で 0.5～1.5 h^{-1} 程度の値をとることが示された。浸透率はどの条件でも概ね 1 であることが示された。

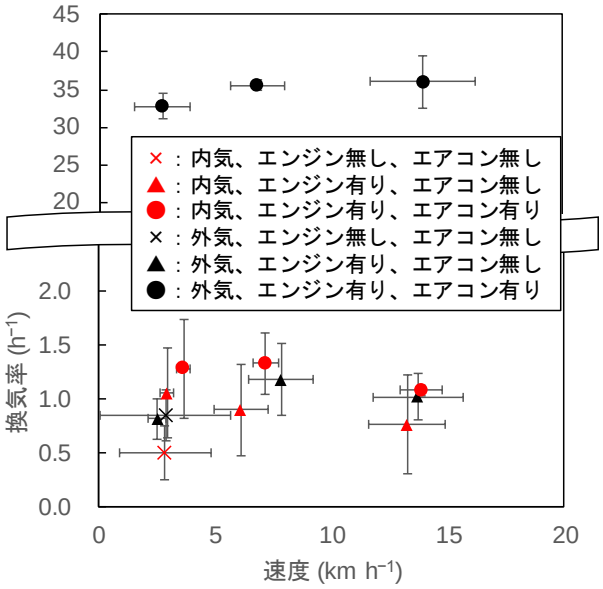


図　換気率と速度の関係

参考文献

[1] 廣内ら, 原子力学会 2018 年　秋の年会 2K07 等.

本研究は平成 29 年度原子力規制庁受託「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」の成果の一部である.

* Jun HIROUCHI[1], Hiroshi KOMAGAMINE[2], Shogo TAKAHARA[1], Masahiro MUNAKATA[1]
[1]JAEA, [2] Dainichi Machine and Engineering Co., Ltd.

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

Thu. Sep 12, 2019 4:05 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 7:05 AM - 8:10 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[2D15-18] Environmental Radioacitivty and Radiation Measurement 1

Chair:Jun Moriizumi(Nagoya Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2D15] Temperature dependence of cesium adsorption property in the sediment of Lake Onuma on Mt.Akagi

*Naoto Kumagai[1], Haruaki Matsuura[1], Kyuma Suzuki[2], Shun Watanabe[2], Seiichi Nohara[3], Yukiko Okada[1] (1. Tokyo City Univ. , 2. Gunma Prefectural Fisheries Experiment Station., 3. National Institute for Environmental Studies.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2D16] Development and evaluation of an easy-to-use depth profiling sensor of radiocesium for forest soil

*Hiroshi Ogawa[1], Katsue Miura[2], Koichi Ide[2], Kohei Ishikawa[2], Katsuya Takenouchi[2], Ramon Kanai[2], Motomi Imai[2], Masanori Kodaka[2], Tohru Kawamoto[1], Ryuichi Kamimura[2] (1. AIST, 2. Tokyo Power Technology)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2D17] Development of passive sampler for Atmospheric $^{14}CO_2$

*Hideki Kakiuchi[1], Hidehisa Kawamura[2], Nagayoshi Shima[2] (1. Institute for Environmental Sciences, 2. KEEA)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2D18] Method for estimating of release rate of radionuclides in nuclear accident from radiation data on the sea (2)

*Shusuke Umekawa[1], Ryota Adachi[1], Masato Kanasaki[1], Mizuo Kajino[2], Keiji Oda[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, 2. Meteorological Research Institute)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

赤城大沼湖底質のセシウム吸着特性の温度依存性

Temperature dependence of cesium adsorption characteristics in the sediment of Lake Onuma on Mt.Akagi

*熊谷 尚人[1]，松浦 治明[1]，鈴木 究真[2]，渡辺 峻[2]，野原 精一[3]，岡田 往子[1]

[1]東京都市大学，[2]群馬県水産試験場，[3]国立研究開発法人国立環境研究所

群馬県にある赤城大沼では福島原発事故の影響による放射性セシウム汚染が長期化している．本実験では前処理として赤城大沼の底質を様々な温度で乾燥させた後，安定セシウムを用いた吸着実験を行った．吸着実験後の底質をXRF及びEXAFSを用いて安定セシウムの吸着特性の温度依存性について比較検討を行った．

キーワード：赤城大沼，セシウム，XRF，EXAFS

1. 緒言

群馬県にある赤城大沼では東京電力㈱福島第一原子力発電所の事故による影響を受け，放射性セシウム汚染が観測された．湖水の放射性セシウムの時間による減衰は事故直後減少傾向を示していたが，現状は下げ止まっている状態のため[1]，その要因の解明が課題となっている．この問題に赤城大沼は底質のセシウムの吸着特性が低いことが関わっていると考え，底質と放射性セシウムの吸着実験を行った結果，70%程度の吸着率が確認でき，30%程度の放射性セシウムが吸着しないことが分かった．しかし底質の前処理として100℃で乾燥処理を行ったことで底質中の粘土鉱物がひび割れ、セシウムの吸着率を過小評価している可能性が示唆された．そこで本研究では，様々な温度で乾燥処理を行った底質を用いてCsCl水溶液との吸着実験を行った．そして安定セシウムを吸着させた底質を，蛍光X線分析(XRF)及び広域X線吸収微細構造(EXAFS)を用いて解析をすることで吸着特性の温度依存性を評価した．

2. 実験方法

赤城大沼で採取した底質を室温，50℃，70℃，100℃，150℃で24時間乾燥させた．乾燥温度の異なる5種類の底質0.4gを1MのCsCl水溶液20mlに加え，1時間撹拌した後，24時間静置して安定セシウムを吸着させた．再現性を確保するため，各温度で3試料ずつ用意し実験を行った．安定セシウムを吸着させた底質を濾過し，吸着実験前と同じ温度で24時間乾燥させた底質を測定試料として，CsLα線に着目したXRF及びEXAFS測定を行うことでセシウムの吸着特性の温度依存性について比較検討を行った．EXAFS測定は高エネルギー加速器研究機構，PFのBL-27Bにおいて，透過法でCsL_{III}吸収端に着目し，粘土鉱物とセシウムの吸着を表す原子間距離約3.5Åのピーク[2]で比較を行った．

3. 結果と考察

安定セシウム吸着実験後の底質のXRFではどの試料も安定セシウムの存在量は12%程度であり，乾燥温度とセシウムの存在量との相関性はみられなかった．これは底質中の粘土鉱物と強く吸着していない安定セシウムまで測定しているため同程度の存在量になったと考えられる．EXAFS測定によると，乾燥温度が室温～100℃までは原子間距離約3.5Åのピークの配位数に有意な差はみられなかったが，150℃で乾燥させた底質は配位数が大きくなっていることが分かった．この結果から乾燥温度が室温～100℃程度までは安定セシウムの吸着特性に大きな変化はみられないが，150℃程度になると吸着量が大きくなるという傾向にあった．つまり，100℃で乾燥を行った底質とセシウムの吸着実験では吸着率を過小評価していないと考えられる．

参考文献

[1] K. Suzuki et al, Science of the Total Environment 622, 1153-1164 (2018)

[2] 高橋嘉夫ら．表面科学 Vol.34, No.3.pp.122 (2013)

---

*Naoto Kumagai[1], Haruaki matsuura[1], Kyuma Suzuki[2], Shun Watanabe[2], Seiichi Nohara[3] and Yukiko Okada[1]

[1]Tokyo City University., [2] Gunma Prefectural Fisheries Experiment Station.,[3] National Institute for Environmental Studies.

山林土壌用放射性セシウム簡易深度分布計の開発と性能評価

Development and evaluation of an easy-to-use depth profiling sensor of radiocesium for forest soil

*小川浩[1]，三浦克恵[2]，井出功一[2]，石川晃平[2]，竹之内克弥[2]，
金井羅門[2]，今井元海[2]，小高応理[2]，川本徹[1]，上村竜一[2]
[1]産業技術総合研究所，[2]東京パワーテクノロジー株式会社

ため池底質用に開発した放射性セシウム簡易深度分布計を山林土壌に適用し、性能評価および山林特有の問題点に関する考察を行った。

キーワード：放射性セシウム，深度分布，土壌，山林

1. 緒言

福島県の面積の約 7 割を占める森林においては林縁から 20 m の範囲外の除染は基本的に行われておらず、高線量の状態が継続している。また山林を抱える福島県内の市町村からは森林除染を希望する声も挙がっている[1]。山林は生活上重要な水源地で、地震や大雨・土砂災害等に伴う放射性セシウムの流出も懸念される。一方で調査対象としての山林はアクセスの悪さや急峻な地形、危険生物の存在など作業環境は劣悪である。発表者らはこのような状況に鑑み、以前開発した溜め池底質用放射性セシウム深度分布計[2,3]の山林土壌への適用による山林土壌調査の作業負荷低減を想定して、福島県内の山林で性能試験を行った。

2. 手法

試験は 2018 年 10 月から翌年 5 月にかけて福島県葛尾村の私有林で行った。今回用いた簡易深度分布計は文献[2]に記載した物の改良型で、外径 4.2 cm の塩ビパイプ内に 3 cm 間隔・9 個のフォトダイオードセンサーと小型 Linux 演算ボード、バッテリー等を格納している（図）。これを土壌表面に対し直角に挿してγ線カウントの深度分布を 5 分間計測しながら、最大エントロピー法[4]により 1 cm 刻みの放射性セシウム（^{134}Cs＋^{137}Cs）濃度深度分布へリアルタイム逆変換した。またパイプから半径 20 cm 内の土壌を深さ毎に採取し、土壌密度深度分布の測定とゲルマニウム半導体検出器による ^{134}Cs と ^{137}Cs の濃度分析を行い、簡易深度分布計の結果と比較した。

3. 結果

実測の土壌密度深度分布を用いた逆変換結果は、採取土壌の Ge 分析結果と良く整合した。土壌密度分布が未知の場合を想定した 0.4 g/cm^3 深さ方向一定による逆変換でも概ね同様の結果が得られた。山林の放射性セシウムは主に地表面下数 cm に吸着されており、この深度領域の土壌密度の概略値を予備測定や文献値等で与えることで、最小限の土壌採取による放射性セシウム濃度深度分布の簡易測定が可能になると考えられる。

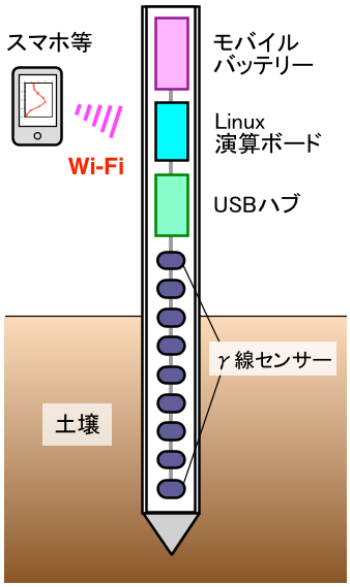


図　簡易深度分布計の構造

参考文献

[1] 川﨑，日本原子力学会誌, **57**, 44 (2015).
[2] 小川ら, RADIOISOTOPES, **67**, 329 (2018).
[3] 小川ら，環境放射能除染学会誌, **6**, 17 (2018).　[4] Ogawa et al., J. Environ. Radioact., **175-176**, 158 (2017).

*Hiroshi Ogawa[1], Katsue Miura[2], Koichi Ide[2], Kohei Ishikawa[2], Katsuya Takenouchi[2], Ramon Kanai[2], Motomi Imai[2], Masanori Kodaka[2], Tohru Kawamoto[1] and Ryuichi Kamimura[2]
[1]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology (AIST), [2]Tokyo Power Technology Co. Ltd.

大気二酸化炭素中 ^{14}C 評価のためのパッシブサンプラー開発

Development of passive sampler for atmospheric $^{14}CO_2$

*柿内 秀樹[1]，川村 秀久[2]，島 長義[2]

[1]環境研，[2]九環協

有機アルカリ溶液を捕集剤として大気二酸化炭素中 ^{14}C 測定のためのパッシブサンプラーを開発し、そのシステムの検証を行った。

キーワード：パッシブサンプラー，$^{14}CO_2$，モノエタノールアミン

1. 緒言

一般的に大気中の二酸化炭素を捕集するにはポンプを用いて大気を吸引する必要があるが、電力が必要であることや設備が高額になるため、多地点で連続的に二酸化炭素を採取することは困難である。一方、分子拡散現象を利用するパッシブサンプラーは、選択的にガス透過する膜を有した容器に捕集剤が入った簡便な構造であるため、多地点に設置することができる。本発表では新規に大気二酸化炭素中 ^{14}C 測定のためのパッシブサンプラーを開発し、そのシステムを検証した結果を報告する。

2. 実験

2-1.二酸化炭素の捕集及び定量性の確認

30%モノエタノールアミン溶液を用いて、標準試料（NIST4990C、IAEA C1、IAEA C7、IAEA C8）から発生させた二酸化炭素を捕集させた。この捕集溶液を塩化カルシウム水溶液と共に耐圧容器内に入れて 120℃で 2 時間加熱した。その結果、弱アルカリであるモノエタノールアミン溶液から二酸化炭素が脱離し、その二酸化炭素は炭酸カルシウムとして沈殿した。この炭酸カルシウム中 ^{14}C を AMS 法により定量した。

2-2.パッシブサンプラー作成及び試料採取

新規パッシブサンプラーとして 30%モノエタノールアミン溶液を内径×高さ（mm）：φ61×49 のテフロンジャーに入れ、透過膜として孔径 5 μm テフロンフィルター（WP-500-50、住友電工）にアモルファステフロン（AF-2400、デュポン）を担持させたものを作成した。2006 年に青森県六ヶ所村の未耕地で採取した表層土壌を 30℃で 3 日間の培養実験し、土壌有機物の分解に伴い発生した二酸化炭素をこのパッシブサンプラーを用いて捕集した。捕集した二酸化炭素を炭酸カルシウムとして回収し、AMS 法により ^{14}C 濃度を定量して土壌有機物中 ^{14}C 濃度との関係を調べた。

3. 結論

標準試料から発生させた二酸化炭素をモノエタノールアミン溶液により捕集した際の回収率はいずれも 99%以上を示し、良好に捕集できることを確認した。また、定量した ^{14}C 濃度もそれぞれ認証値と一致し、二酸化炭素捕集時に同位体分別が起こっていないことも確認した。続いて、土壌有機物中 ^{14}C 濃度と土壌試料を培養した時に発生した二酸化炭素中 ^{14}C 濃度はよい相関を示した。

---

*Hideki Kakiuchi[1], Hidehisa Kawamura and Nagayoshi Shima[2]

[1]Institute for Environmental Sciences, [2] Kyushu Environmental Evaluation Association

原発事故時における海上モニタリングデータを用いた放射性核種放出率推定手法の提案(2)

Method for estimating of release rate of radionuclides in nuclear accident from radiation data on the sea (2)

*梅川 修輔[1], 足立 遼太[1], 金崎 真聡[1], 梶野 瑞王[2], 小田 啓二[1]

[1] 神戸大学大学院 海事科学研究科, [2] 気象庁気象研究所 環境・応用気象研究所

原発事故時に周辺環境への影響を予測するために、放射性核種の放出率を迅速に推定することが重要になる。そこで海上に設置したブイに線量計など必要な機材を搭載し、取得した線量データから放出率を推定する計算手法の確立を行なっている。

キーワード：移流拡散モデル、海上放射線計測、アンフォールディング法

1. はじめに

福島原発事故時、原発周辺のモニタリングが十分行えず、放射性物質の放出量を推定できなかったため、SPEEDI[1]を有効に活用することができなかった。広域にわたる放射能分布を予測できる SPEEDI を運用するためには迅速かつ正確に放出量を推定する必要がある。そこで陸上での放射線計測を補う海上の大気モニタリングシステムの構築を目指した研究を行なっている。本研究では海上特殊ブイを用いたモニタリングを想定し、放射線モニターの測定データから放射性物質の放出量を迅速に逆推定する手法の確立を目指している。

2. 計算方法・結果

時刻tに放出された放射性核種の放出率を$S(t)$、i番目の地点で観測された放射能の時間変化を$A_i(t)$とすると、$A_i(t) = \int F_i(t,\tau)\, S(t)d\tau$と表すことができる。ここでレスポンス関数$F_i(t,\tau)$は時刻$t$に放出され、気象条件により移流拡散され、遅れ時間$\tau$で観測点に沈着する割合を表す。本研究では、移流拡散モデル LM[2]を用いてレスポンス関数(F)を定める。また被積分関数(S)を求めるために放射線計測分野でも使用されるアンフォールディング法を適用し精度の高い推定を試みた。

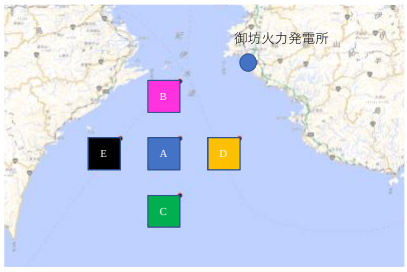


図 1 計算に使用した観測点

御坊火力発電所を原子力発電所と仮定し観測点を図 1 に示す 5 地点として逆推定を行なった。それぞれの観測地点から推定される放出量を図 2 に示す。縦軸が放出量の相対値を表していることから 1 に近くほど精度の高い結果であると考えることができる。図 2 では大きな誤差を示す観測点が存在することが確認できる。この誤差の要因を把握しレスポンス関数の特徴を捉えることで実海域に設置する際のブイの最適配置や設置数などを検討していく。

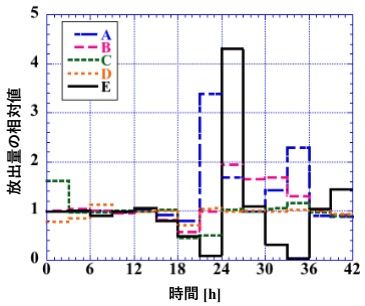


図 2 観測点 1 点から推定される放出量

参考文献

[1] 原子力規制委員会 http://www.nsr.go.jp/activity/monitoring/monitoring6-4.html

[2] Kajino et al., *Atmos. Chem. Phys.*, **16,** 13149-13172, (2016)

---

*Shusuke Umekawa[1], Ryota Adachi[1], Masato Kanasaki[1], Mizuo Kajino[2] and Keiji Oda[1]

[1]Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University, [2]Meteorological research Institute

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

Thu. Sep 12, 2019 5:10 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[2D19-23] Environmental Radioacitivty and Radiation Measurement 2

Chair:Hideki Kakiuchi(IES)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2D19] Simultaneous estimation of surface concentrations and soil-depth profiles of radiocaesium with NaI(Tl) pulse height distributions measured over the ground surface.

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

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2D20] Characteristics in atmospheric concentration distribution and nuclide composition in the southward traveling plume in the early morning of March 15, 2011

*Hiromi Yamazawa[1], Naoki Yaguchi[1], Jun Moriizumi[1], Yu Kuwahara[2] (1. Nagoya University, 2. Ibaraki Pref. Environmental Radiation Monitoring Center)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2D21] Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

(4)Evaluation of reproducibility of atmospheric concentration in Nakadori, Fukushima prefecture and metropolitan area

*Shinichiro Adachi[1], Masataka Nakamura[1], Sato Yousuke[2], Hiromi Yamazawa[1] (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2D22] Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

(5)Performance evaluation of deposition reproduction using the 5th airborne monitoring

*Masataka Nakamura[1], Shinichiro Adachi[1], Yosuke Sato[2], Hiromi Yamazawa[1] (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2D23] Analysis of the behavior of atmospheric I-131 considering the physicochemical properties released from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident.

*Shunsuke Kamida[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1] (1. Nagoya Univ.)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

地上 NaI(Tl)波高分布による放射性セシウムの地表面濃度および土壌中濃度深度分布の同時推定法

Simultaneous estimation of surface concentration and soil-depth profiles of radiocaesium with NaI(Tl) pulse height distributions measured over the ground surface.

*森泉　純[1]，市川　寿[1]，平尾　茂一[2]，山澤　弘実[1]
[1]名古屋大学工学研究科，[2]福島大学環境放射能研究所

NaI(Tl)検出器による地上でのγ線波高分布による放射性セシウムの地面上濃度および土壌中濃度深度分布の推定を行い、水平 300m 四方でのγ線伝達計算により、実測に近い深度分布を得た。分布を決定する 2 つのパラメータ（重量緩衝深度β_0，ピーク深度ζ_0）の値を、現実的な範囲で決定できた。

キーワード：放射性セシウム，地表面濃度，土壌深度分布，波高分布測定，EGS5

1. 緒言　土壌中放射性セシウム濃度の地表面からの深度分布情報は表土剥離による除染の効率化、土壌層の遮蔽効による外部線量率の低下予測に必須である。従来、深度分布は土壌を深さ毎に削り取って採取し、調製を経て、放射能計測により得られた。試料の採取、調製と計測ともに労力を要し、多地点での深度分布情報の整備に難があった。本研究では、採取が不要で計測が簡便な NaI(Tl)検出器による地上でのγ線波高分布測定と解析による放射性セシウムの地面上濃度および土壌中濃度深度分布の同時推定法[1]の精度と可用性を、実測の深度分布との比較により検討した。

2. 方法　水平 1km 四方の計算体系、水平一様の核種分布仮定における光子輸送計算コード EGS5 によって、対象核種の全吸収ピークのグロス計数を最も再現する ^{134}Cs, ^{137}Cs 地表面放射能濃度、土壌中天然放射性核種 ^{40}K, ^{214}Bi, ^{214}Pb, ^{208}Tl 濃度を決定し[2]、120-180 keV の散乱線計数を最も再現する Cs-134, Cs-137 濃度深度分布を決定した。深度分布には指数関数分布（パラメータ：重量緩衝深度β）と濃度極大値を持つ双曲線正割関数を用いた分布（重量緩衝深度β_0，ピーク深度ζ_0）の 2 つを仮定した。

3. 結果　果樹園土壌の ^{137}Cs 深度分布実測値に対し、地上 75 cm での NaI(Tl)波高分布から推定したβおよびβ_0は 40～70%の過小評価であった。これは再現した散乱部計数が過大で、相殺により浅い分布が必要なためと考えられる。再現の過大への、天然核種濃度深度分布一様の仮定からの逸脱、および 10cm 以深の核種の存在の有無の寄与は小さかった。計算体系の水平範囲の増加は直接線に対する散乱線の寄与を増加したため、実測地点周辺の地表面、地形、建築物の状況により則した 300 m 四方の計算体系に変更すると、より実測に近いβおよびβ_0の値が得られた。(β_0, ζ_0)推定値の組合せは一意に決定できなかったが、図に示すように、地表面直下に集中する ^{137}Cs 濃度の深度分布を表現するのに現実的な値の組合せを得られた。

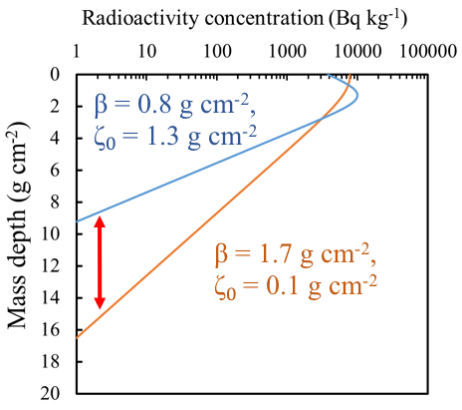


図　得られた(β_0, ζ_0)の範囲に対応する深度分布

参考文献

[1] 市川 201 年秋の大会（岡山大）発表番号 1K19.
[2] Hirouchi et al., *Radiation Protection Dosimetry* **164**, 304-315 (2015).

*Jun Moriizumi[1], Hisashi Ichikawa[1], Shigekazu Hirao[2] and Hiromi Yamazawa[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Fukushima Univ.

2011年3月15日早朝に南下したプルームの大気中濃度分布と核種組成の特徴

Characteristics in atmospheric concentration distribution and nuclide composition in the southward traveling plume in the early morning of March 15, 2011

*山澤弘実[1]，矢口直樹[1]，森泉純[1]，桑原雄宇[2]
[1]名大院工,[2]茨城県環境放射線監視センター

2011年3月15日に茨城県中央部を南下する福島原発事故起源プルーム中のXe-133, I-131, 132, 133, Te-132濃度を、21地点の放射線監視施設NaI(Tl)検出器で得られたγ線波高分布から解析した。

キーワード：大気中濃度、核種組成、空間分布、福島原発事故

1.諸言　事故初期の福島原発起源プルーム中の放射性核種の濃度は、Cs-137については大気中浮遊粒子状物質（SPM）の常時測定局のろ紙の分析により、東日本での1時間毎の分布が明らかになりつつある。その中で、茨城県中央部ではSPM測定局のろ紙が得られていないことから大気中濃度が把握されていない。本研究では、同地域に配備されている放射線監視施設のNaI(Tl)検出器で得られたγ線波高分布から、複数核種の大気中濃度を評価し、濃度分布及び核種組成の特徴を把握する。

2.方法　大気中濃度の評価は、Terasaka et al.(2016)の方法及び平山ほか（2015）を組み合わせた方法とした。基本は、光子輸送計算により検出器応答を評価し、測定された波高分布を最も合理的に再現する大気中濃度及び沈着濃度を求めるものである。対象は、降雨の影響がなく、最も多きな放出があったとされる2011年3月15日午前に茨城県中央部を南下するプルーム（P2）で、10分毎の濃度を評価した。茨城県中央部の東西約40km、南北約60kmの範囲内の21地点（Terasaka et al.の既報6地点を含む）を対象とした。対象核種はXe-133, I-131, 132, 133, Te-132とした。このプルームは共存する放射性ヨウ素の濃度が相対的に高く、その影響により放射性セシウムの濃度は評価できなかった。

3.結果　P2は濃度及び線量率変動から、3個の部分から構成されているように見える。それぞれの部分の通過時刻、I-131濃度に対するXe-133及びTe-132濃度の比（プルーム通過時間帯の）を表に示す。プルームの最初の部分（P2A）はその後の部分に比べて、Xe-133及びTe-132の濃度比が低く、全核種の濃度の絶対値も低い。大気拡散解析ではP2Aは一旦東方海上に移流後に当該地域に達したとされており、今回得られた濃度及び核種比の茨城県中央部での空間分布は比較的平坦であることが指摘される。また、P2B,Cとは異なる炉或いはモードでの放出であった可能性も指摘される。I-131の最高濃度は内陸部においてP2Bで約5 kBq/m^{3}と評価され、これまで同地域で最大濃度として把握されていた2-3 kBq/m^{3}より高かったことと、より内陸部ではこの最高値を超えていなかったことが示された。また、P2B, Cでは比較的に急峻な濃度勾配の存在、海からの風の侵入によるプルームの移動及び形状変化がの様子が明瞭に示された。

表　プルーム通過時間帯の放射性核種の時間積分放射能濃度の比。時刻は2011年3月15日、日本時。

plume	^{133}Xe/^{131}I	^{132}Te/^{131}I
P2A(1:00～3:00)	16.3(1.2)	0.63(1.4)
P2B(4:00～5:50)	41.7(1.2)	0.95(1.2)
P2C(6:00～9:00)	40.3(1.3)	1.02(1.2)

参考文献：平山ほか原子力学会和文論文誌, 14, 1 (2015), Terasaka et al., JNST, 53, 1919, (2016)

本研究は環境研究総合推進費（課題番号1-1802）によるものである。

*Hiromi Yamazawa[1],Yousuke Sato[1], Jun Moriizumi[1], Yu Kuwahara[2]　[1]Nagoya Univ., [2]Ibaraki Pref. Environ. Rad. Monitor. Cent.

原子力事故環境データを用いた大気拡散モデルの性能評価

(4)福島県中通りおよび首都圏での大気中濃度再現性の評価

Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

(4) Evaluation of reproducibility of atmospheric concentration in Nakadori, Fukushima prefecture and metropolitan area

*足立振一郎[1]，中村真隆[1]，佐藤 陽祐[2]，山澤 弘実[1]

[1]名大 [2]北大

12 個の大気拡散モデルの地上濃度の計算結果の相互比較と福島県内での実測濃度との比較によって、降水のある複雑な気象場での計算結果を緊急時対応の観点で評価し、計算結果の誤差要因について検討した。

キーワード：大気拡散モデル、不確かさ、大気中濃度、性能評価

1. 諸言　本研究では先端的な大気拡散モデルによる 1 F 事故時の放射性 ^{137}Cs 地上濃度の計算結果の相互比較及び実測値との比較により、放射性プルームの濃度、到達時刻及び到達範囲を明らかにすることで原子力事故時における大気拡散モデルの緊急時利用可能性を評価することを目的とする。本年度春の報告に関連して、本報告では 2011 年 3 月 15 日放出の降水のある複雑な気象場において福島県中通り地方へ到達したプルーム 3 を対象とした解析結果を報告する。

2.方法　日本国内外の大気拡散モデル開発機関の 12 モデルについて、放出率、格子間隔及び気象場を統一した ^{137}Cs 大気中濃度の計算結果の解析を行った。比較対象の実測値は、関東地方の大気環境局 SPM ろ紙分析結果の地上濃度(SPM 濃度)とした。本研究では、1F からの放出時刻や移流経路が異なることから、福島県中通り南部及び北部でそれぞれプルームの濃度と到達時刻の評価を行った。また、^{137}Cs 地上濃度の計算結果の違いの要因となりうる気象場の違いについて評価した。

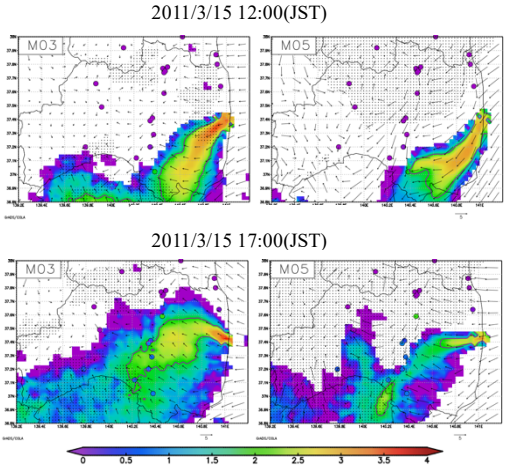


図. M03（左）,M05（右）による地上 ^{137}Cs 濃度と風速場の計算結果例。丸印は実測値。(2011/3/15 12JST(上),15JST(下))

3.結果　中通り南部における地上濃度は実測値と比べてモデルでは最大ファクター11 のばらつきがあり、プルーム到達を 1～5 時間遅れて計算した。また、中通り北部ではモデル濃度は最大ファクター10、到達時刻は 1～3 時間遅い結果となり、単純な気象場のプルーム 2 の結果(本年度春報告)よりも不確かさが大きいことが明らかになった。図は 1F 付近の風速場が異なる 2 つのモデル(M03,M05)の 2011 年 3 月 15 日 12 時及び 17 時の地上濃度と風速場の分布図を示しており、3/15 午前中の 1F 南西部の風速場の変化の違いが図のように 12 時時点での濃度分布や 17 時の中通り北部へのプルーム到達の誤差要因だと考えられる。本年度秋にモデル間比較に用いる気象場等が更新される予定であり、今後は入力データの更新に伴うモデル計算結果の変化について検討予定である。

*Shinichiro Adachi[1],Masataka Nakamura[1],Yousuke Sato[2], ,Hiromi Yamazawa[1]

[1]Nagoya Univ. [2] Hokkaido Univ. 本研究は環境研究総合推進費（課題番号 1-1802）によるものである。

原子力事故環境データを用いた大気拡散モデルの性能評価

(5) 第 5 次航空機モニタリング結果を用いた沈着量再現の性能評価

Performance examination of atmospheric dispersion models using nuclear accident environmental data

(5) Performance evaluation of deposition reproduction using the 5th airborne monitoring

*中村真隆[1], 足立振一郎[1], 佐藤 陽祐[2],山澤 弘実[1]

[1]名大院工, [2]北大

12 個の大気拡散モデルの計算結果の相互比較と第 5 次航空機モニタリング結果から推定された沈着量との比較によって、統計指標を用いた性能評価を行った。

キーワード：大気拡散モデル、性能評価、沈着

1. 諸言　本研究では、国内外 12 個の先端的な大気拡散モデルの 1F 事故対象の沈着量計算結果の相互比較及び実測値との比較により、モデルの持つ不確かさの特徴を明らかにすることを目的とする。

2. 方法　日本国内外の大気拡散モデル開発機関の 12 モデルについて、放出率、格子間隔及び気象場を統一した 1F 事故時の沈着量計算結果について解析を行った。計算対象は中部、関東、東北地方を含む範囲で、格子間隔は標準的に 3km としたが、座標系の関係で各モデル厳密に同一でなく、比較作業用の 3km 格子に再配置した。入力気象場は共通に気象庁気象研究所の解析データとし、5 モデルはそのまま拡散計算に用い、7 モデルは独自の気象モデルを介して拡散計算を行った。3 モデルはラグランジュ（L）型、9 モデルはオイラー（E）型である。鉛直格子は各モデル独自であるが、何れも大気境界層が複数層で表現されている。比較対象の実測値は、第 5 次航空機モニタリングから推定された沈着量とした。本研究では、3 月 31 日までの積算沈着量と実測値を比較し、相関係数、バイアス、空間性能指数、KSP の 4 つ統計指標を用いて各モデルの性能をランク付けした。

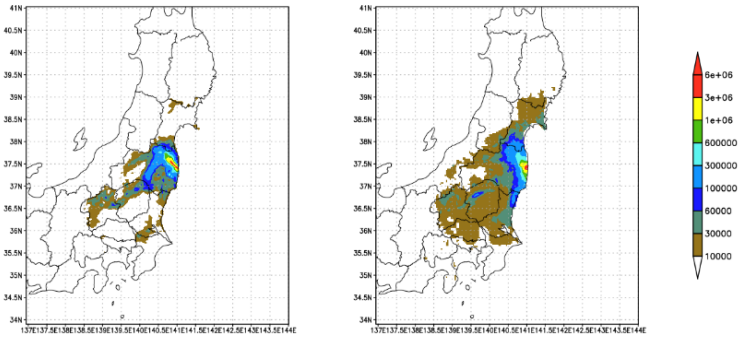


図　第 5 次航空機モニタリング結果（左）アンサンブル平均（右）の ^{137}Cs 沈着分布例。(2011/3/31 07JST)

3. 結果　統計指標を用いた評価を行った結果、全モデルのアンサンブル平均が最も良い性能を示した。また、沈着分布からすべてのモデルで福島県の中通り地方での沈着が過小評価となる傾向が見られる。全体として中通り地方や、1F から離れた群馬県での沈着を再現しているモデルの方が高い性能を示した。今後、中通り地方での沈着について着目し各モデルの誤差要因について検討する必要がある。

---

*Masataka Nakamura[1], Shinichiro Adachi[1], Yousuke Sato[2], Hiromi Yamazawa[1]

[1]Nagoya Univ. [2]Hokkaido Univ. 本研究は環境研究総合推進費（課題番号 1-1802）によるものである。

福島原発事故起因の大気中ヨウ素 131 の性状別動態解析

Analysis of the behavior of atmospheric I-131 considering the physicochemical properties released from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident

*紙田　峻輔[1]，　山澤　弘実[1]，　森泉　純[1]
[1]名大院工

福島原発事故で大気放出された放射性ヨウ素の実測データを解析し、大気中ヨウ素の性状別挙動の文献調査とモデル構築を行うことで、2011 年 3/20-21 の高濃度事象における^{131}I放出時の性状別割合を検討した。
キーワード：**福島第一原子力発電所，　大気中ヨウ素，　ヨウ素化学，　放射性ヨウ素**

1. 緒言　　1F 事故で大気放出された放射性ヨウ素は性状により内部被ばく線量への寄与が異なるため、線量評価を行う上で性状の情報が必要となる。大気中ヨウ素の性状は大別してガス状の有機ヨウ素、無機ヨウ素と、粒子状ヨウ素の三種類であり、それぞれ大気中の反応で性状が変化する。しかし、1F 事故直後のガス粒子別の I-131 濃度観測地点は 6 ヶ所のみで、ガス状内のヨウ素種は不明であり事故直後の性状に関するデータが少ない。本研究では、事故直後の実測値を解析し、大気中放射性ヨウ素の性状別挙動の文献調査と挙動モデルの構築を行うことで、I-131 の大量放出時の性状別割合と大気中挙動を検討する。

2. 方法　　6 ヶ所の観測地点に到達した高濃度事象(2011 年 3/21 午前に関東地方に到達)を対象とし、到達時間の実測値の平均濃度から全濃度に対する粒子状ヨウ素の放射能割合Fpを算出した。また、大気拡散はないものとして放射性雲を箱と見立てた大気中ヨウ素の挙動モデル(図 1)を構築した。対象の高濃度事象は夜間及び曇天であること、観測時に降雨がないことから、今回構築したモデルでは光分解 P_c と湿性沈着 D_w を無視し、乾性沈着 D_d と吸脱着 G_p を考慮した。乾性沈着では有機、無機、粒子の乾性沈着速度をそれぞれ 0.05,1,0.1 cm s^{-1}、大気層の厚さを 300 m とし、吸脱着は野口ら(1991)の吸着評価式を使用した。

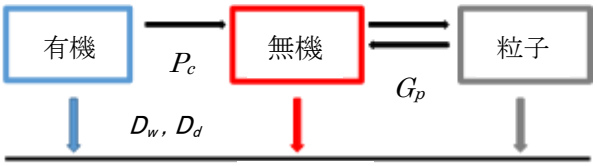


図 1 大気中ヨウ素の挙動モデル

3. 結果　　有機ヨウ素は光分解無しの仮定のため性状変化せず沈着速度も遅いため、初期値が高い場合はFpが変動しにくく、初期Fpが最終的なFpを決定する。無機ヨウ素と粒子状ヨウ素は初期濃度が高い方から低い方へ吸着あるいは脱着が起き、平衡状態に到達する。Fpと挙動モデルの考察より、この傾向に合う I-131 の初期割合は、有機ヨウ素 0~10%、無機ヨウ素 60~80%、粒子状ヨウ素 20~30%であり、事故では放出直後から吸着反応が急速に起き、粒子状の割合が増加、後に平衡状態に達したと考えられる。有機,無機,粒子の初期値をそれぞれ 0,80,20%(①)、10,60,30%(②)としたときの Fp を実測値と比較すると(図 2)、どちらも対象事象の実測値の傾向を定性的に再現できた。よって、今後はより現実的な条件を考慮するため、挙動モデルの詳細化が必要である。

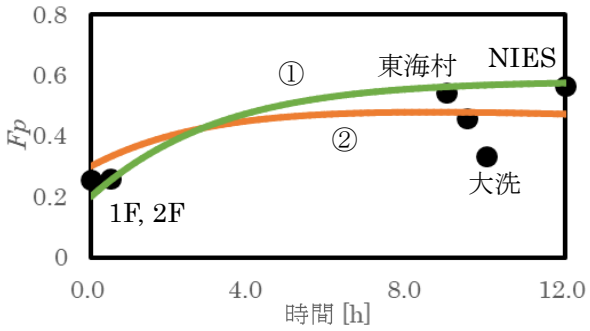


図 2 モデルと実測値の比較

本研究は環境研究総合推進費（課題番号 1-1802）によるものである。

*Shunsuke Kamida[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1],
[1]Nagoya univ.

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

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[2E01-05] Accident Tolerant Fuel

Chair:Masahide Takano(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2E01] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)

(1) Overview of project

*Shinichiro Yamashita[1], Seiichi Watanabe[2], Nozomu MURAKAMI Murakami[3], Hisaki SATO Sato[4], Takao Kondo Kondo[5], Takashi Nozawa Nozawa[6], Kan Sakamoto Sakamoto[7], Kazuyuki Kusagaya Kusagaya[8], Shigeharu Ukai Ukai[9], Akihiko Kimura Kimura[10] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. MNF, 3. MHI, 4. Toshiba ESS, 5. Hitachi-GE, 6. QST, 7. NFD, 8. GNF-J, 9. Hokkaido Univ., 10. Kyoto Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2E02] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)

(2) FeCrAl-ODS steels for BWR fuel claddings

*Kan Sakamoto[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Akifumi Yamaji[4], Kazuyuki Kusagaya[5], Shinichiro Yamashita[6], Tomohiro Kawanishi[6], Tokio Fukahori[6] (1. NFD, 2. Hokkaido Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Waseda Univ., 5. GNF-J, 6. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2E03] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs(3)

(3) SiC composite for BWR

*Masao Owaki[1], Fumiaki Inoue[1], Sato Hisaki[1], Ryo Ishibashi[2], Takao Kondo[2], Shinichiro Yamashita[3], Tomohiro Kawanishi[3], Tokio Fukahori[3] (1. Toshiba Energy Systems & Solution, 2. Hitachi GE Nuclear Energy, 3. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2E04] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)

(4) SiC composite material for PWR

*Seiichi Watanabe[1], Daiki Sato[1], Kenichiro Furumoto[1], Daisuke Komiyama[1], Nozomu Murakami[2], Shinichiro Yamashita[3], Tomohiro Kawanishi[3], Tokio Fukahori[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2E05] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)

(5) Common fundamental technology development (round-robin experiment)

*Takashi Nozawa[1], Hisaki Sato[2], Kenichiro Furumoto[3], Ryo Ishibashi[4], Shinichiro Yamashita[5], Tomohiro Kawanishi[5], Tokio Fukahori[5] (1. QST, 2. TOSHIBA ESS, 3. MNF, 4. HGNE, 5. JAEA)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発（3）
（1）全体概要

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)
(1) Overview of project

*山下真一郎[1]，井岡郁夫[1]，根本義之[1]，倉田正輝[1]，川西智弘[1]，加治芳行[1]，深堀智生[1]，
渡部清一[2]，村上望[3]，佐藤寿樹[4]，近藤貴夫[5]，野澤貴史[6]
坂本寛[7]，草ヶ谷和幸[8]，鵜飼重治[9]，木村晃彦[10]，山路哲史[11]
[1]JAEA，[2]MNF，[3]MHI，[4]東芝エネルギーシステムズ，[5]日立 GE，[6]QST，[7]NFD，[8]GNF-J，[9]北大，
[10]京大，[11]早大

軽水炉の安全性向上に資する新型燃料の技術基盤整備を目的に、事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発プロジェクトを進めてきた。本シリーズ発表では、研究対象とする各新型燃料候補材料において、平成 30 年度までに得られた成果の概略を報告する。本発表においては、研究開発プロジェクトの全体について概要を紹介する。

キーワード：軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管、FeCrAl-ODS、SiC

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故を教訓に、冷却材喪失等の過酷条件においても損傷しにくく、高い信頼性を有する新型燃料の開発への関心が高まり、世界中の多くの国々において事故耐性を高めた新型燃料の研究開発が進められている。本プロジェクトは、経済産業省資源エネルギー庁からの委託を受けて 2015 年 10 月から 2019 年 3 月までの 3 年半の間実施され、新型燃料部材を既存軽水炉に装荷可能な形で設計・製造するために必要となる技術基盤を整備することを目的に、国内の軽水炉燃料設計、安全性評価、材料開発を実施してきた人材、解析ツール、ノウハウ、及び経験を最大限活用して進められてきた。

2. 成果概要

2015 年度に作成した、①各新型燃料候補材料の技術成熟度整理表、②技術課題マップ、及び③各新型燃料候補材料の研究開発計画に基づき、基礎データ取得のための試験、過酷事故を模擬した条件下での材料実験、各種計算コードを用いた解析・評価等を継続して実施した。また、プロトタイプ燃料の設計に必要な照射試験データ整備の一環として、米国オークリッジ国立研究所の試験研究炉（HFIR: High Flux Isotope Reactor）を用いた材料照射試験を 2018 年 7 月に完了し、放射線量が輸送可能なレベルまで低下した照射試験片について、国内機関に輸送し照射後試験データを拡充した。本発表においては、3 年半のプロジェクトの中で研究開発あるいは技術開発を進めた、沸騰水型軽水炉（BWR）用の FeCrAl 系酸化物分散強化型（FeCrAl-ODS）鋼、BWR 用炭化珪素（SiC）複合材料、加圧水型軽水炉（PWR）用 SiC 複合材料、及び共通試験技術について、各要素技術の開発成果の総まとめを行うとともに、現状残されている課題を整理した結果を紹介する。また、試験研究炉を含む欧米諸国の現状や国際的な研究開発の動向を踏まえて、今後の国内での研究開発の進め方等にも言及する。

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成３０年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Shinichiro Yamashita[1], Ikuo Ioka[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Masaki Kurata[1], Tomohiro Kawanishi[1], Yoshiyuki Kaji[1], Tokio Fukahori[1], Seiichi Watanabe[2], Nozomu Murakami[3], Hisaki Sato[4], Takao Kondo[5], Takashi Nozawa[6], Kan Sakamoto[7], Kazuyuki Kusagaya[8], Shigeharu Ukai[9], Akihiko Kimura[10], Akifumi Yamaji[11], [1]JAEA, [2]MNF, [3]MHI, [4]Toshiba Energy Systems & Solutions, [5]Hitachi GE, [6]QST, [7]NFD, [8]GNF-J, [9]Hokakido U, [10]Kyoto U, [11]Waseda U

安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発(3)
(2) BWR 用 FeCrAl-ODS 鋼

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)
(2) FeCrAl-ODS steels for BWR fuel claddings

*坂本　寛[1]，鵜飼重治[2]，木村晃彦[3]，山路哲史[4]，草ヶ谷和幸[5]
山下真一郎[6]，川西智弘[6]，深堀智生[6]
[1]NFD，[2]北大，[3]京大，[4]早大，[5]GNF-J，[6]JAEA

BWR 装荷を目標とした事故耐性の高い改良ステンレス鋼（FeCrAl-ODS 鋼）燃料被覆管の実用化開発を進めている。本発表では平成 30 年度に得られた成果の全体概要を紹介する。

キーワード：軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管、FeCrAl-ODS

1. 緒言

平成 29 年度までに各種解析に必要な材料物性データを取得すると共に、現行材(Zry 材)を FeCrAl-ODS に置換した各種解析により炉心の成立性、設計成立性の確保、事故及び過酷事故時における事故進展緩和効果を確認している(1)。本発表では、平成 30 年度成果の概要を紹介する（詳細は別途、本学会にてシリーズ発表する)。

2. 成果概要

2-1. 既存軽水炉に装荷した場合の影響評価

平成 29 年度までに、現行の Zry 製 9×9 UO_2 燃料（UO_2 燃料、MOX 燃料）の燃料被覆管を FeCrAl-ODS に置換した場合、被覆管肉厚を約半分(0.30 - 0.35 mm)にすることで現行材と同程度の炉心の成立性が確保できる見通しを得ていたが、平成 30 年度は、9×9 燃料よりも細径な 10×10 UO_2 燃料でも同様な成立性が確保できることを確認した。また、事業で取得した各種物性データや文献で公開されている物性データを用いて燃料ふるまい解析コードを高度化し、模擬燃料棒照射試験や出力急昇試験の解析に対応できることを確認した。

2-2. 解析・評価に必要な材料物性データ等、欠落データ取得

目標肉厚を 0.30、0.35、0.40 mm として 1 m 超の燃料被覆管（10×10 燃料）を製作し、肉厚を制御した製造が可能であることを確認した。また、海外試験炉で損傷量 3.9 dpa まで中性子照射した板材引張試験片を国内に輸送し、照射後試験を実施して、ふるまい解析に必要となる機械的特性データを取得した。さらにヨウ素 SCC 耐性試験、LOCA バースト試験、硝酸腐食試験等の通常運転時、事故時、再処理時までの適用性評価に必要となる各種物性データを取得し、特に問題がないことを確認した。

2-3. 照射試験計画の検討

燃料のふるまい解析に必要となる照射材の物性データを取得するため、最大損傷量が 13 dpa までの材料照射試験を完了した。また、模擬燃料棒照射試験を海外試験炉で実施するための技術的検討を行った。

(1) 坂本ら、2D02、2D10～2D17、原子力学会 2018 年秋の大会予稿集

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成３０年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Kan Sakamoto[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Akifumi Yamaji[4], Kazuyuki Kusagaya[5], Shinichiro Yamashita[6], Tomohiro Kawanishi[6], Tokio Fukahori[6], [1]NFD, [2]Hokkaido U, [3]Kyoto U, [4]Waseda U, [5]GNF-J, [6]JAEA

安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発（3）
（3）BWR 用 SiC

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs
(3) SiC for BWR

*大脇 理夫[1]，井上 史章[1]，佐藤 寿樹[1]，石橋 良[2]，近藤 貴夫[2]
山下 真一郎[3]，川西 智弘[3]，深堀 智生[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]日立 GE，[3]JAEA

事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉への導入に向けて BWR 燃料材料用 SiC 複合材料の開発を進めている。本発表では平成 30 年度の成果を中心に本事業で得られた成果の概要を紹介する。
キーワード：軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管、SiC

1. 緒言

事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発として、BWR 用被覆管、チャンネルボックスへの適用を目指した SiC 複合材料の開発を進めている。本発表では、平成 30 年度の成果を中心に本事業で得られた成果の概要を紹介する。

2. 成果概要

2-1. 燃料設計（燃料ふるまい解析コードの高度化、材料特性試験）

通常時の燃料ふるまいでは、被覆管径方向スエリングや多層化モデルに対応した FEMAXI-7-SiC 版を用いて燃料ふるまい解析を実施し、設計条件や物性値に幅を持たせた条件で多数の解析を行うことにより燃料ふるまいへの影響を評価した。材料特性試験では、SiC/SiC 複合材の軸・周方向の室温引張試験を実施し、機械特性データを蓄積した。

2-2. 熱水力特性評価

熱水力特性評価では、表面粗さ等の SiC 材料特性が熱水力特性に与える影響を調査するため、濡れ性改善による限界液膜厚さを変更したサブチャンネル解析を実施し、限界出力に及ぼす影響を評価した。

2-3. 安全性評価

事故時評価では、高温水蒸気環境下での腐食特性を確認するため、1400℃×20 時間までの高温水蒸気試験を実施し、試験後の外観に顕著な腐食等が見られないことを確認した。

2-4. 耐食被覆接合管試験片の作製

軽水炉に適用する際の課題となっているシリカの溶出を耐食被覆により抑制することを目的に、SiC/SiC 複合材料を基材とする管に端栓を接合して管内にヘリウムガスを封入し、耐食被覆を施した試験片を作製した。この試験片に対して、ヘリウムリーク試験により気密性を確認した。

最後に 3 ヶ年の事業の成果をまとめ、今後の課題を整理した。

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業」（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

* Masao Owaki[1], Fumiaki Inoue[1], Hisaki Sato[1], Ryo Ishibashi[2], Takao Kondo[2], Shinichiro Yamashita[3], Tomoriho Kawanishi[3], Tokio Fukahori[3]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions, [2]Hitachi GE, [3]JAEA

安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発（3）
（4）PWR 用 SiC 複合材料

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)
(4) SiC composite material for PWR

*渡部 清一[1]，佐藤 大樹[1]，古本 健一郎[1]，小宮山 大輔[1]，村上 望[2]，
山下 真一郎[3]，川西 智弘[3]，深堀 智生[3]，
[1]三菱原子燃料，[2]三菱重工，[3]JAEA

事故耐性燃料の候補材料である SiC 複合材の加圧水型軽水炉（PWR）の燃料被覆管としての適用性について、材料試験や事故解析に基づき評価した結果について発表する。

キーワード：軽水炉，安全性向上，事故耐性，燃料被覆管

1. 緒言

SiC 複合材は軽水炉におけるシビアアクシデントを緩和・抑制しうる事故耐性燃料（被覆管）の候補材料の一つである。本研究では、材料試験による SiC 被覆管の特性把握や PWR への適用を模擬した解析評価を行い、既存 PWR 燃料被覆管としての実用性評価と解決すべき課題の抽出を行った。

2. 研究成果

2-1. 燃料設計の成立性

SiC 被覆管は、照射材の熱伝導率及び機械的強度が低いことから、現行の燃料と同じ設計を適用すると、熱膨張したペレットとの接触応力により被覆管は破損するという結果になる。本研究では、ペレット温度を低減させ、ペレットとの接触を抑制する改良により設計が成立する可能性を見出したが、実機で使用できる燃料設計を確立するためには製造技術の進歩と照射挙動を含めた材料特性データの充実が必要である。

2-2. 事故耐性

事故模擬解析により、SiC 被覆管はシビアアクシデント（SA）に進展した場合でも水素発生量が抑制され、炉心溶融までの時間を遅延させうることを確認した。また、冷却材喪失事故（LOCA）を模擬した試験により、SiC 被覆管は LOCA 発生時でも膨れ・破裂・酸化がなく、急冷後も折損することなく形状を維持することが確認され、LOCA 事象に対しても耐性が高いことが確認された。

2-3. 実用化に向けた課題

本研究の結果、上記以外にも、冷却材への Si の溶出、輸送中の破損など、実用上の課題が抽出されている。それらは、将来 SiC 被覆管を実用化するためには必ず解決すべき課題であるが、直ちに SiC 被覆管の成立性を否定するものではなく、水質管理や輸送容器の改良に関する技術オプションの開発が必要である。

3. 結論

SiC 複合材は LOCA や SA において優れた耐性を有する一方、PWR 燃料被覆管として実用化するためには大幅な設計改良や周辺技術等の改良など克服すべき課題も多い。これらの課題を解決するためには製造技術の進歩と更なる材料特性、照射特性データの拡充が不可欠である。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Seiichi Watanabe[1], Daiki Sato[1], Kenichiro Furumoto[1], Daisuke Komiyama[1], Nozomu Murakami[2], Shinichiro Yamashita[3] , Tomohiro Kawanishi[3], Tokio Fukahori[3]
[1]Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd., [2]Mitsubishi Heavy Industries Ltd., [3]Japan Atomic Energy Agency

安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発（3）
（5）共通基盤技術開発（ラウンドロビン試験）

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (3)

(5) Common fundamental technology development (round-robin experiment)

*野澤貴史[1], 佐藤寿樹[2], 古本健一郎[3], 石橋良[4], 山下真一郎[5], 川西智弘[5], 深堀智生[5]

[1]QST, [2]東芝エネルギーシステムズ, [3]三菱原子燃料, [4]日立 GE ニュークリア・エナジー, [5]JAEA

軽水炉の安全性向上に資する新型燃料の技術基盤整備を目的に、事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発プロジェクトを進めてきた。本シリーズ発表では、研究対象とする各新型燃料候補材料において、平成 30 年度までに得られた成果の概略を報告する。本発表では共通試験技術開発として実施した SiC 複合材料のラウンドロビン試験の結果を紹介する。

キーワード：軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管、SiC、ラウンドロビン試験

1. 背景及び目的

新型燃料部材を既存軽水炉に装荷可能な形で設計・製造するには、新型燃料部材の規格・基準を整備する必要があるが、それに先立ち材料規格・基準の策定の基盤となる工学データを与える試験法に関する規格整備が急がれる。特に SiC/SiC 複合材料被覆管に関する試験規格は米国 ASTM インターナショナルを中心に一部整備が進むものの、多くは検討の途上である。本プロジェクトでは、SiC 被覆管候補材について、主要な材料設計指標となる周方向強度に着目し、周方向強度試験法の信頼性解析を主眼としたラウンドロビン試験を実施し、試験法の信頼性・再現性を明らかにすることを目的とした。

2. 成果概要

化学気相浸透法（CVI 法）及びナノインフィルトレーション遷移共晶相焼結法（NITE 法）で作製した 2 種類の管状 SiC/SiC 複合材料を対象に、6 つの機関（A～F）にて室温周方向強度試験を実施し、取得データの信頼性・再現性を評価した。例えばワイブル統計解析によると、試験機関間の破断応力のバラツキは必ずしも有意でないことが示されたのに対し、破断ひずみに関しては、仮に同一試験機関であっても、試験機関/試験者の技量に起因するものと予想されるバラツキを確認した（図 1）。しかしながら、ラウンドロビン試験結果の評価指針を与える ASTM E691 に従った信頼性解析からは、この一見して有意と思われるバラツキは統計学的には必ずしも有意でないとの結論が得られた。本講演では、素材のバッチ毎の不均一性や材料種の違い等によるバラツキの要因を解明し、データの信頼性・再現性についてより詳細に議論すると同時に、今後のデータ整備に向けた試験指針と課題を整理する。

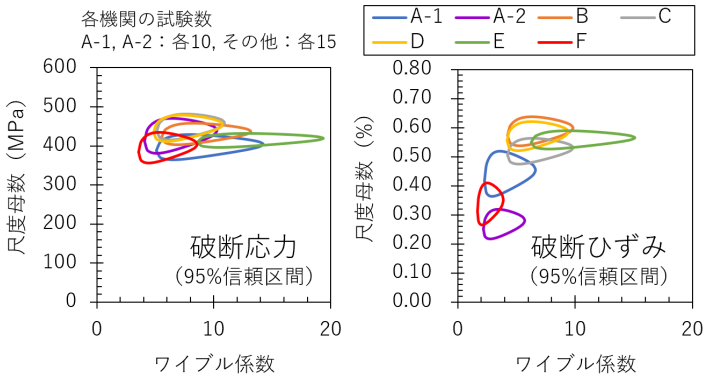


図 1　CVI-SiC/SiC 複合材料の周方向強度のワイブル統計解析の一例（A-1 と A-2 は同一試験機関で試験者が異なる結果）

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Takashi Nozawa[1], Hisaki Sato[2], Kenichiro Furumoto[3], Ryo Ishibashi[4], Shinichiro Yamashita[5], Tomohiro Kawanishi[5], Tokio Fukahori[5], [1]QST, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions, [3]MNF, [4]Hitachi-GE Nuclear Energy, [5]JAEA

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

Thu. Sep 12, 2019 10:55 AM - 12:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 1:55 AM - 3:10 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[2E06-10] SiC Cladding

Chair:Takeshi Sonoda(CRIEPI)

10:55 AM - 11:05 AM JST | 1:55 AM - 2:05 AM UTC

[2E06] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(1) Mechanical property

*Daiki Sato[1], Seiichi Watanabe[1], Furumoto Kenichiro[1], Yamashita Shinichiro[2], Kawanishi Tomohiro[2], Fukahori Tokio[2] (1. Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2E07] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(2) Corrosion property

*Kenichiro Furumoto[1], Seiichi Watanabe[1], Daiki Sato[1], Akihiro Maeda[3,2], Kunitaka Nagamine[2,3], Nozomu Murakami[2], Shinichiro Yamashita[4], Tomohiro Kawanishi[3], Tokio Fukahori[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. NDC, 4. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2E08] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(3) High temperature properties simulating DBA and BDBA

*Daisuke Komiyama[1], Seiichi Watanabe[1], Daiki Sato[1], Kenichiro Furumoto[1], Takanori Yumura[2], Michiaki Okamoto[2], Nozomu Murakami[2], Shinichiro Yamashita[3], Tomohiro Kawanishi[3], Tokio Fukahori[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2E09] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWR’s core

(4) Hermeticity of simulated end-plug-joint and cladding with corrosion resistant coatings

*Ryo Ishibashi[1], Mitsuko Kida[1], Masatoshi Shibata[1], Takao Kondo[1], Shinichiro Yamashita[2], Tomohiro Kawasaki[2], Tokio Fukahori[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, 2. JAEA)

11:50 AM - 12:05 PM JST | 2:50 AM - 3:05 AM UTC

[2E10] R&D for Introducing Silicon Carbide Materials to Safety Improvement of BWR's Core

(5) Influence of Steam Flow Rate on Oxidation of SiC at High Temperatures

*Hai V. Pham[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1], Ryou Ishibashi[2], Shinichiro Yamashita[1] (1. JAEA, 2. HGNE)

12:05 PM - 12:10 PM JST | 3:05 AM - 3:10 AM UTC

Time reserved for Chair

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価 （1）機械特性

The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants (1) Mechanical property

*佐藤 大樹[1]，渡部 清一[1]，古本 健一郎[1]，山下 真一郎[2]，川西 智弘[2]，深堀 智生[2]
[1]三菱原子燃料，[2]日本原子力研究開発機構

既設 PWR 燃料に SiC 被覆管を適用した場合の燃料挙動のうち機械特性評価への影響を検討するため、仕様の異なる SiC 被覆管の機械特性試験を実施した。

キーワード：軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管、SiC、機械特性

1. 緒言

SiC 被覆管の機械的強度は、燃料被覆管の従来材であるジルコニウム合金に比べて低いとされており、燃料ふるまい解析によると SiC 被覆管の応力評価が厳しくなる[1]。一方、SiC 被覆管は SiC ファイバーの束を編んだ管に SiC を蒸着したものであり、束の編み方で強度の異方性が変わることが知られている。本研究では被覆管軸方向の強度向上に着目して束の編み方を変えた SiC 被覆管の機械特性試験を行った。

2. 研究成果

2-1. 試験

仕様の異なる 4 種の SiC 被覆管（束の軸方向の配向度合いが低い順に Type C、D、F と、Type C に軸方向の束を加えた Type E）について軸方向引張試験を行った。その結果（右図）、軸方向の配向度合いが高いほど PLS、UTS が高くなる傾向であり、軸方向の束の追加により UTS が向上した（PLS:弾性限界応力、UTS:破断時の最大応力）。また Type C の曲げ試験結果より、軸方向の UTS は軸引きよりも曲げの方が高い傾向であった。

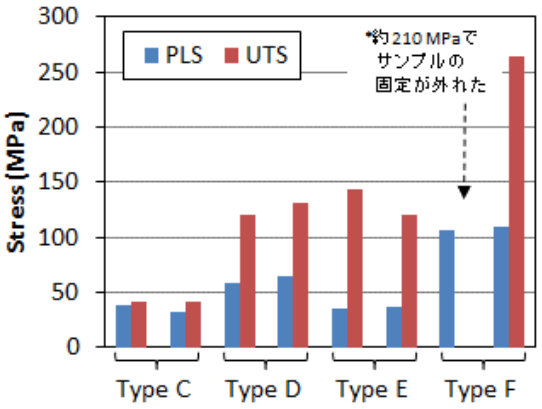


図　SiC 被覆管の軸方向引張試験結果
（試験温度：室温、ひずみ速度：1.5×10^{-4}/s）

2-2. 評価

SiC 被覆管の仕様変更により、PLS が燃料ふるまい解析による応力評価の目安としてきた 100 MPa を超えたことから、燃料棒健全性評価の成立見通しが向上した。また、SiC 被覆管（Type C）の曲げ試験による最大曲げモーメントは、地震時の被覆管の最大曲げモーメントを上回った。

3. 結論

SiC 被覆管の材料設計の変更により軸方向強度が高まることを確認し、これにより応力評価の成立見通しが向上した。今後は周方向強度への影響を試験により確認し応力評価を行う必要がある。また、SiC 被覆管の実用化においては、応力評価の成立性を更に向上させることが重要であり、材料設計による仕様（強度の異方性等）の最適化、製造技術の改良による強度向上、及び試験技術の確立が望まれる。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

参考文献

[1] K. Furumoto et al., “The applicability of SiC-SiC fuel cladding to conventional PWR power plant”, 2017 WRFPM

*Daiki Sato[1], Seiichi Watanabe[1], Kenichiro Furumoto[1], Shinichiro Yamashita[2], Tomohiro Kawanishi[2], Tokio Fukahori[2], [1]MNF, [2]JAEA

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価 （2）耐食性

The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants (2) Corrosion property

*古本 健一郎[1]，渡部 清一[1]，佐藤 大樹[1]，前田哲宏[3 (現在所属：2)]，長嶺邦孝[2 (現在所属：3)]，村上望[2]，山下 真一郎[4]，川西 智弘[4]，深堀 智生[4]
[1]三菱原子燃料，[2]三菱重工業，[3]ニュークリア・デベロップメント，[4]日本原子力研究開発機構

既設 PWR 燃料に SiC 複合材を適用した場合の腐食挙動を評価するため、PWR 環境を模擬した条件でのオートクレーブ水中腐食試験を実施した。

キーワード：軽水炉、事故耐性、燃料被覆管、SiC 複合材、耐食性

1. 緒言

近年、事故耐性燃料被覆管の候補材料として注目されている SiC 複合材は、軽水炉環境下で一次冷却材（軽水）との反応により溶出することが知られている。そのため、被覆管の腐食減肉による燃料棒健全性への影響、溶出化学種による水化学管理への影響評価が必要である。本研究では、オートクレーブ腐食試験により SiC 複合材の腐食挙動を調べた結果を基に、プラント運転へ与える影響を検討した。

2. 研究成果

2-1. 試験

SiC 複合材試料を用い、既設 PWR を模擬した条件で、最長 177 日間のオートクレーブ腐食試験を実施し、重量変化を調べた。また別途、水中への SiO_2 溶出量を精度よく量るために小型のオートクレーブを構成し、20 日間の腐食試験を実施した。

2-2. 結果および考察

最長 177 日間のオートクレーブ腐食試験の結果、SiC 複合材は腐食による重量減少を示した。重量減少の程度は時間に対してほぼ比例する関係にあり、顕著な腐食の加速などの異状は見られなかった。一方、小型オートクレーブでの 20 日間の腐食試験から得られた水中への SiO_2 溶出速度を基に、溶出が時間によらず一定速度で継続し、かつ系外へ除去されることなく蓄積されるとの仮定で、PWR 実プラントに SiC 被覆管を適用した場合の一次冷却材中の SiO_2 濃度を推定評価した結果（図 1）、一次冷却材中の SiO_2 濃度は、約 7 ヶ月程度の運転で推奨基準値（0.5 mg/l(as SiO_2)以下）を超える可能性があることが示された。そのため、PWR 一次冷却材中の SiO_2 濃度増加により想定されるプラント運転への影響、並びにその対策について検討した。

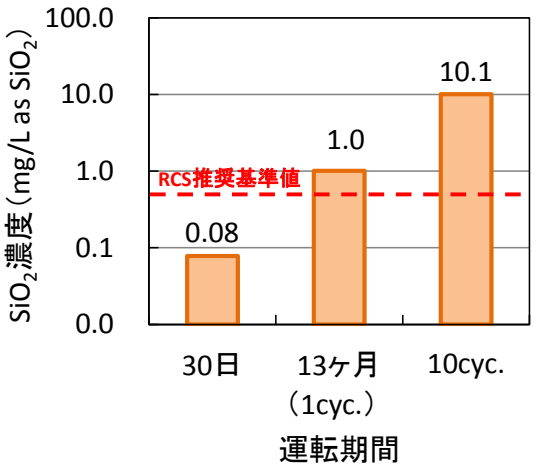


図 1 実機規模での冷却材中 SiO_2 濃度（概算値）

3. 結論

PWR への SiC 被覆管を適用する場合、腐食による一次冷却材中の SiO_2 濃度上昇がプラント運転に影響する可能性があるため、SiO_2 溶出対策（SiC の腐食反応抑制、一次冷却系からの SiO_2 の除去技術開発等）の検討が今後必要である。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Kenichiro Furumoto [1], Seiichi Watanabe[1], Daiki Sato[1], Akihiro Maeda[3 (Present affiliation: 2)], Kunitaka Nagamine[2 (Present affiliation: 3)]
Nozomu Murakami[2], Shinichiro Yamashita[4], Tomohiro Kawanishi[4], and Tokio Fukahori
[1]MNF., [2]MHI, [3]NDC, [4]JAEA

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価 （3）事故時高温特性

The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants (3) High temperature properties simulating DBA and BDBA

*小宮山 大輔[1]，渡部 清一[1]，佐藤 大樹[1]，古本 健一郎[1]，湯村 尚典[2]
岡本 倫明[2]，村上 望[2]，山下 真一郎[3]，川西 智弘[3]，深堀 智生[3]
[1]三菱原子燃料，[2]三菱重工業，[3]日本原子力研究開発機構

既設 PWR 燃料における燃料被覆管の燃料挙動のうち SiC 複合材被覆管を適用した場合の事故時安全性評価への影響について検討するため、SiC 複合材被覆管の高温特性試験を実施した。

キーワード：軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管、SiC、LOCA

1. 緒言

SiC 被覆管は高温での機械的及び化学的安定性が優れていることから、LOCA 等の事故耐性が高いと期待されているが、事故模擬条件の材料特性データが不足し、事故耐性に対する定量的評価が為されていない。このため、LOCA 模擬試験の実施と、得られた知見を組み込んだ LOCA 解析コードによる設計基準事故（DBA）よりも厳しい条件での LOCA 解析を行った。

2. 研究成果

2-1. 試験

大破断 LOCA よりも厳しい高温酸化及び急冷により、SiC 被覆管の折損有無を調べた。その結果、現行の LOCA 基準を超える厳しい条件であっても、被覆管は折損せず形状を維持した（図 1）。このことから、LOCA 時に想定される高温負荷及び熱衝撃に対し、従来被覆材よりも高い冷却形状維持性能を有することを確認した。また、軸方向荷重を負荷した条件においても SiC 被覆管の折損は確認されなかった。

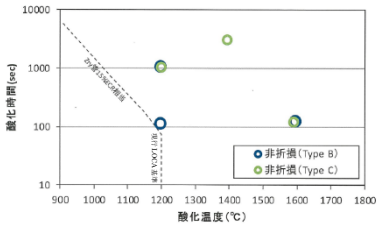


図 1　LOCA クエンチ試験における試料折損/非折損

2-2. 評価

公開知見に基づく SiC 被覆管の材料特性（酸化/気化反応モデル、等含む）を LOCA 解析コードに組み込み、試験結果から設定した炉心損傷判定条件を用いて大破断 LOCA 時に必要な非常用炉心冷却設備（ECCS）の容量を確認した。その結果、DBA よりも ECCS 容量を減らした厳しい条件において、従来被覆管では炉心損傷に至るが、SiC 被覆管であれば炉心冷却性を維持できる可能性を確認した（図 2）。

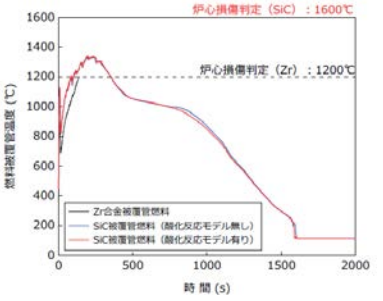


図 2　DBA よりも厳しい条件での LOCA 解析結果例

3. 結論

SiC 被覆管を用いた試験により、従来被覆材と比較して優れた LOCA 耐性を確認した。また、その結果を取り込んだ解析評価により、SiC 被覆管の LOCA 時における優位性を定量的に確認した。但し実用化のためには、LOCA を想定した高温状態における SiC 被覆管の諸特性データ等の更なる拡充が必要である。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Daisuke Komiyama[1], Seiichi Watanabe[1], Daiki Sato[1], Kenichiro Furumoto[1], Takanori Yumura[2], Michiaki Okamoto[2], Nozomu Murakami[2], Shinichiro Yamashita[3], Tomohiro Kawanishi[3] and Tokio Fukahori[3]
[1]MNF, [2]MHI and [3]JAEA

BWR 炉心安全性向上のための SiC 材料適用に向けた研究開発
（4）耐食被覆を施した模擬端栓接合部および被覆管の気密性

R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWR's core

(4) Hermeticity of simulated end-plug-joint and cladding with corrosion resistant coatings

*石橋 良[1]，木田 美津子[1]，柴田 昌利[1]，近藤 貴夫[1]，山下 真一郎[2]，川西 智弘[2]，深堀 智生[2]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー，[2]日本原子力研究開発機構

事故耐性の高い炭化珪素製燃料被覆管を軽水炉に適用する際の課題となっているシリカ溶出を抑制することを目的に、炭化珪素および接合部への耐食被覆技術検討の一環として端栓接合炭化珪素管に耐食被覆を施工した試験片を作製し、ヘリウムリーク試験により気密性を確認した。

キーワード：軽水炉，事故耐性，燃料被覆管，炭化珪素，被覆

1. 緒言

従来の Zr 合金と比べて水素発生速度及び水蒸気酸化の反応熱が低い炭化珪素（SiC）は事故耐性燃料材料として有望である一方で、SiC を燃料被覆管及びチャンネルボックスに実際に適用するにあたっては多くの課題が存在すると考えられており、その一つが高温水腐食である[1)]。高温水腐食によって SiC から炉水にシリカが溶出すると炉水内シリカ濃度を管理値内に抑えるため、浄化系の負荷が増加する可能性がある。そこで、沸騰水型原子炉通常炉内水質環境での SiC の耐食性向上を目的に、SiC 基材に対する耐食被覆技術を検討してきた[2,3)]。本検討では、端栓を接合した SiC 管を対象に耐食被覆の施工性と接合部の気密性を確認するため、He ガスを封入した接合試験片に耐食被覆を施した試験片を作製し、ヘリウムリーク試験により気密性を評価した。

2. 検討方法

2-1. 試験片の作製

SiC 複合材料の表面に化学気相蒸着により高純度なモノリシック SiC を被覆した管（φ10×100（mm）、厚さ約 1.2 mm）の両端に、SiC 焼結材の表面に同様にモノリシック SiC を被覆した端栓（φ10×50（mm））を Si ロウ付け法により接合して、管内に He ガスを封入した。管と端栓には接合前に、Ti を主成分とした厚さ 10 μm 程度の被覆を物理蒸着とそれに続く熱処理により成膜した（以下、蒸着 Ti 被覆）。成膜の際に接合時の熱影響を考慮して、蒸着 Ti 被覆の範囲を接合部から離した。接合部には、減圧プラズマ溶射法により Ti を主成分とした厚さ 200 μm 程度の被覆を施した（以下、溶射 Ti 被覆）。

2-2. ヘリウムリーク試験

真空容器内に試験片を装填して圧力 2.7×10^{-3} Pa 以下に減圧後、真空ポンプによる排気を止めてガス漏洩検出器に接続し、磁場 90 度偏向型質量分析管によりガス漏洩速度を計測した。ガス漏洩速度は 120 s 計測して平均値を算出した。参照のため、He ガスを封入していない試験片を用いて、前後に試験を実施して測定系のバックグラウンドを評価した。

3. 結果と考察

接合前の管および端栓に対する蒸着 Ti 被覆の成膜、ならびに、接合後の接合部に対する溶射 Ti 被覆の成膜によって、試験片（φ10×200（mm））の表面全体に耐食被覆を施すことができた。X 線回折法により蒸着 Ti 被覆の構成相を分析した結果、熱プロセスである接合および溶射施工によって炭化物および金属間化合物の顕著な増加はみられず、主に Ti 相により構成されていた。

3 本の試験片に対してヘリウムリーク試験を実施した結果、ガス漏洩速度は 1.3×10^{-10}～1.8×10^{-10} Pam^3/s を示し、短管ではあるものの原子炉燃料体に対する技術基準[4)]に規定される 3.04×10^{-9} Pam^3/s を超えないことを満足した。前後の He ガスを封入していない試験片を含めたガス漏洩速度は、試験毎に単調に減少していたことから、計測されたガス漏洩速度はバックグラウンドの値に相当し、He ガスの漏洩速度はさらに低いと評価された。

謝辞 本件は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

参考文献

[1] Y. Katoh, K. A. Terrani and L. L. Snead, ORNL/TM-2014/210, (2014).
[2] 石橋, 岡本, 石田, 近藤, 宮崎, 日本原子力学会 2017 年春の年会予稿集, 2J15, (2017).
[3] 石橋, 池側, 田邊, 近藤, 山下, 深堀, 第 65 回材料と環境討論会予稿集, D-309, (2018).
[4] 平成二十五年原子力規制委員会規則第七号実用発電用原子炉に使用する燃料体の技術基準に関する規則

*Ryo Ishibashi[1], Mitsuko Kida[1], Masatoshi Shibata[1], Takao Kondo[1], Shinichiro Yamashita[2], Tomohiro Kawanishi[2], and Tokio Fukahori[2]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2] Japan Atomic Energy Agency

R&D for Introducing Silicon Carbide Materials to Safety Improvement of BWR's Core
(5) Influence of Steam Flow Rate on Oxidation of SiC at High Temperatures

*Hai V. Pham[1], Yuji Nagae[1], Masaki Kurata[1], Ryo Ishibashi[2] and Shinichiro Yamashita[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

Abstract

In this study, oxidation of SiC under various flow rates of steam was investigated at 1400ºC using laser heating. Results of the investigation indicated that the mass evolution of SiC underwent a mass gain with 0.1 g/min of steam flow rate. Whereas, the mass evolution experienced a mass loss with 3 g/min of steam. Based on the data of mass change under the investigated conditions, the parabolic and linear rate constants were calculated and reported.

Keywords: Accident tolerant fuels, Silicon carbide, steam oxidation, laser heating

1. Introduction

As high-temperature structural material, silicon carbide has been proposed and being studied for accident tolerant fuels. Studies of SiC behavior have been conducted in various environments at temperatures below 1200ºC [1]. Some investigations under 100% steam have been conducted at temperatures up to 1700ºC [2]. However, behavior of SiC under lower steam partial pressure at temperatures above 1200ºC still remains unclear. In this study, oxidation of SiC at 1400ºC was investigated by using laser heating facility under different steam flow rates of 3 g/min and 0.1 g/min which induced an environment of steam partial pressure of 0.97 and 0.5 atm, respectively.

2. Results

Results of the investigation indicated that SiC samples underwent a mass loss behavior with 3g/min steam flow rate. While oxidation under 0.1 g/min steam flow rate, SiC samples experienced a mass gain process. Oxidation of SiC at high temperatures in steam is a process combining the formation of SiO_2 scale on top surface and its volatilization. The parabolic oxidation rates, k_p and linear volatilization rates, k_l of SiC samples at 1400ºC under different steam flow rates were calculated and shown in Table 1. Noticeably, the parabolic oxidation rate constant, k_p was almost identical. Whereas, the linear volatilization rate constant at 3 g/min steam flow rate was one order higher than that at 0.1 g/min. In other words, the difference in steam flow rate/steam partial pressure affects significantly the volatilization rate, but it gives less effect on the formation of the oxide scale under the investigated conditions. The difference in volatilization rate under different steam flow rate/partial pressure is attributed to a steam starvation condition. At 0.5 atm of steam partial pressure, it provides sufficient oxidant for formation of the oxide scale, but it was not enough for the volatilization process. Further investigation must be undertaken to clarify this phenomenon.

Table. 1. The parabolic oxidation rate and linear volatilization rate derived from the mass change.

Steam flow/ $g.min^{-1}$	k_p/ $mg^2.cm^{-4}.h^{-1}$	k_l/ $mg.cm^{-2}.h^{-1}$
0.1	$1.56x10^{-3}$	$3.12x10^{-3}$
3	$2.06x10^{-3}$	$7.24x10^{-2}$

Acknowledgment

This study is the result of "Development of Technical Basis for Introducing Advanced Fuels Contributing to Safety Improvement of Current Light Water Reactors" carried out under the Project on Development of Technical Basis for Improving Nuclear Safety by Ministry of Economy, Trade and Industry (METI) of Japan.

References

[1] Elizabeth J. Opila, "Variation of the Oxidation Rate of Silicon Carbide with Water-Vapor Pressure", *J. Am. Ceram. Soc.*, Vol. 82, No.3 (1999), pp. 625-636.

[2] Kurt A. Terrani *et al.*, "Silicon Carbide Oxidation in Steam up to 2 MPa", *J. Am. Ceram. Soc.*, Vol. 97, No. 8 (2014), pp. 2331-2352.

General Meeting

Thu. Sep 12, 2019 12:10 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 3:10 AM - 4:00 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[2E_GM] 「学生連絡会」第35回、「若手連絡会」第27回合同全体会議

[2E_GM] General Meeting

General Meeting

[2E_GM]「学生連絡会」第35回、「若手連絡会」第27回合同全体会議

Thu. Sep 12, 2019 12:10 PM - 1:00 PM Room E (Common Education Bildg. 2F A23)

[2E_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 5:45 AM - 7:55 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[2E11-18] Stainless Steel Cladding

Chair:Tatsumi Arima(Kyushu Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2E11] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)
(1) Applicability of 10x10 fuel core design

*Kazuyuki Kusagaya[1], Sho Takano[1], Daisuke Goto[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. GNF-J, 2. NFD, 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2E12] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)
(2) Mechanical properties of manufactured steels

*Shigeharu Ukai[1], Aghamiri Mohammad[1], Naoko OCN[1], Shigenari Hayashi[1], Naoya Sugawara[1], Naoyuki Hashimoto[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. Hokkaido Univ., 2. NFD, 3. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2E13] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)
(3) Welding and inspection

*Akihiko Kimura[1], Jin Gao[1], Peng Song[1], Yen-jui Huang[1], Kan Sakamoto[2], Shinnichiro Yamashita[3] (1. Kyoto Univ., 2. NFD, 3. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2E14] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)
(4) Enduring for fuel failure under normal condition (2)

*Yusuke Miura[1], Kan Sakamoto[1], Shinichiro Yamashita[2] (1. NFD, 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2E15] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)
(5)Investigation of corrosion behavior in nitric acid solution for reprocessing process

*Youko Takahatake[1], Hiromu Ambai[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Masayuki Watanabe[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[1] (1. JAEA, 2. NFD)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2E16] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)
(6) High temperature water corrosion and high temperature steam oxidation properties

*Katsuhito Takahahshi[1], Yusuke Miura[1], Kan Sakamoto[1], Shin-ichiro Yamashita[2] (1. NFD, 2. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2E17] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)
(7) Assessment of cladding integrity under LOCA

*Ikuo Ioka[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[1] (1. JAEA, 2. NFD)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2E18] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)
(8) Evaluation of irradiation behavior

*Naoyuki Hashimoto[1], Yixiang Tang[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. Hokkaido Univ., 2. NFD, 3. JAEA)

4:45 PM - 4:55 PM JST | 7:45 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(4)
(1) 10×10 燃料炉心の設計成立性

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(1) Applicability of 10x10 fuel core design

*草ヶ谷 和幸[1]，高野 渉[1]，後藤 大輔[1]，坂本 寛[2]，山下 真一郎[3]

[1]GNF-J，[2]NFD，[3]JAEA

BWR 装荷を目標として、事故耐性の高い改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を進めている。10×10 燃料に FeCrAl-ODS 鋼被覆管を適用した炉心の設計成立性を炉心特性解析により確認した。

キーワード：燃料被覆管、BWR、酸化物分散強化、炉心特性解析、10×10 燃料

1. 緒言

改良ステンレス鋼(FeCrAl-ODS)被覆管燃料の実用化には、大きな中性子吸収断面積による核的損失とその低減のための被覆管薄肉化の影響を考慮し、原子炉の運転における炉心の設計要求を満足することを確認する必要がある。前々報[1]では現行 9×9 ウラン燃料、前報[2]では 9×9 MOX 燃料について、薄肉化した FeCrAl-ODS 鋼被覆管及び、ウォータロッド(WR)とチャンネルボックス(FCB)にも薄肉化した FeCrAl-ODS 鋼を用いた場合の設計成立性を確認した。本報では、FeCrAl-ODS 鋼を 10×10 ウラン燃料に適用した場合の炉心特性を評価した。

2. 特性評価

海外で装荷実績のある GNF2 燃料をベースに、被覆管を肉厚 0.30 mm の FeCrAl-ODS とし、WR と FCB を SiC とした(以下、ODS-SiC 燃料)。対象は ABWR、解析条件は運転期間 13 ヶ月、取出平均燃焼度 50 GWd/t とし、解析コードは TGBLA Ver. 3 / LOGOS Ver. 5 を用いた。

2-1. 炉心特性評価

余剰反応度(図 1)、炉停止余裕、最大線出力密度、最小限界出力比を評価した。ODS-SiC 燃料炉心のサイクル中期での余剰反応度が大きくなっているものの、Zry 燃料炉心より小さく、1.5 %Δk 以下であり、制御可能である。他の特性に関しても問題のないことを確認した。

2-2. 反応度特性評価

反応度特性としてボイド反応度、ドップラ反応度、減速材温度係数、冷温時制御棒価値を評価した。図 2 に示すように ODS-SiC 燃料炉心と Zry 燃料炉心とで静的ボイド反応度係数に大きな差異は生じていないことを確認した。なお、サイクル初期(BOC)において Zry 燃料炉心に比べ静的ボイド反応度係数の絶対値が小さくなっているが、ボイドが潰れるような加圧過渡事象において投入される反応度が小さくなり、影響を緩和する方向となる。他の特性に関しても問題ないことを確認した。

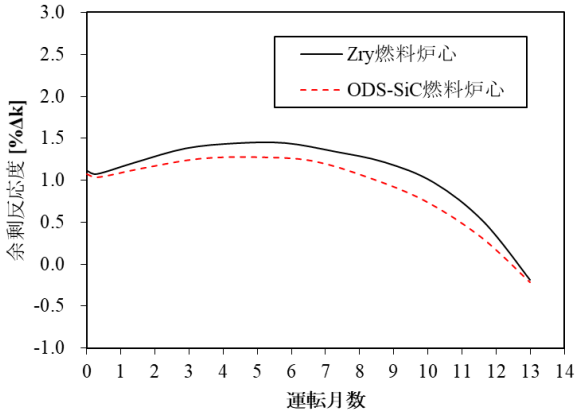


図 1　余剰反応度の燃焼推移

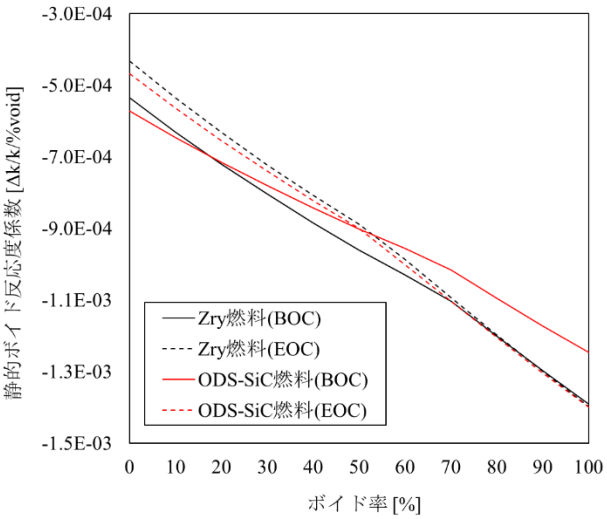


図 2　ボイド反応度

3. 結論

10×10 ウラン燃料被覆管に FeCrAl-ODS を適用した場合の炉心特性及び反応度特性を評価した。いずれも Zry 燃料炉心に比べて問題となるような特性の悪化はみられず、その成立性を確認した。

参考文献

[1] 草ヶ谷他、「改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(2) (1)炉心・燃料の設計成立性」、日本原子力学会 2017 年秋の大会 3M05

[2] 高野他、「改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(3) (2)MOX 炉心の設計成立性」、日本原子力学会 2018 年秋の大会 2D11

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成３０年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Kazuyuki Kusagaya[1], Sho Takano[1], Daisuke Goto[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3]

[1]Global Nuclear Fuel-Japan, [2]Nippon Nuclear Fuel Development, [3]Japan Atomic Energy Agency

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)
2) Mechanical properties of manufactured steels

S. M. S. Aghamiri[1], *S. Ukai[1], N. Oono[1], S. Hayashi[1], N. Sugawara[1], N. Hashimoto[1]
K. Sakamoto[2], S. Yamashita[3]
[1] Hokkaido University; [2] Nippon Nuclear Fuel Development Corp.; [3] Japan Atomic Energy Agency

We are pursuing research and development on the advanced stainless-steel fuel cladding tubes with high accident tolerance to use in BWR. In this presentation, as a part of the series presentation, the mechanical properties of FeCrAl-ODS steel materials and the contributing strengthening mechanisms were studied.

Keywords: FeCrAl-ODS Steels, Mechanical properties, Microstructure, strengthening mechanisms

1. Introduction

The mechanical properties of the fuel cladding tubes are important issue to design the material for high temperature conditions and probable accident of nuclear reactor. In this study, we evaluate tensile properties of FeCrAl-ODS steels plates and cladding tubes in recovered and recrystallized conditions at low to high temperatures and the strengthening mechanisms were studied based on the microstructural characterization.

2. Experimental

The tensile properties of FeCrAl-ODS steels with nominal composition of 12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.5Y_2O_3-0.24Ex.O (wt.%) were studied for recrystallized (1100ºC) plates as well as recrystallized (1100ºC-1150ºC) or recovered (850ºC) cladding tubes. The tensile tests were carried out up to 800ºC with a strain rate of 10^{-3}/sec by using ring specimens cut from the cladding tubes. The microstructure was evaluated by EBSD, TEM and XRD.

3. Results

The contributions of strengthening mechanisms in terms of dispersed oxide particles, dislocation density, solid solution strengthening and Peierls-Nabarro stress were calculated, and the sum of strengthening mechanisms agrees well with actual yield strength measured by plate specimens at temperatures up to 300ºC (**Fig.1**). At higher temperatures, the interaction of oxide particles and dislocations needs to be considered. It was confirmed from the ring tensile tests of the manufactured cladding tubes that the recovered condition provides not only excellent yield and ultimate tensile strength but also adequate ductility.

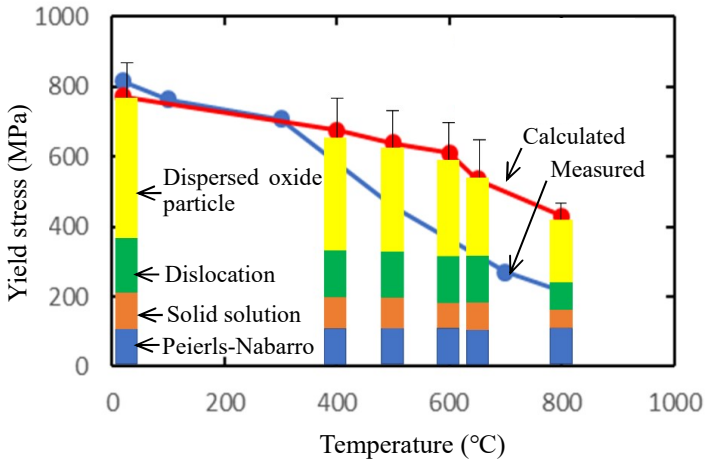


Fig. 1 The contributed strengthening mechanisms vs. actual yield strength

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成３０年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

S. M. S. Aghamiri[1], S. Ukai[1], N. Oono[1], S. Hayashi[1], N. Sugawara[1], N. Hashimoto[1], K. Sakamoto[2], S. Yamashita[3]
[1] Hokkaido University, [2] Nippon Nuclear Fuel Development Corp., [3] Japan Atomic Energy Agency

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発（4）
3) 溶接法・検査方法の検討
R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)
3) Welding and inspection

*木村 晃彦[1]、高 暹[1]、黄 彦瑞[1]、宋 鵬[1]、藪内 聖浩[1]、坂本 寛[2]、山下 真一郎[3]
[1]京都大学、[2]NFD、 [3]JAEA

改良ステンレス鋼（FeCrAl-ODS 鋼）製燃料被覆管の製造・加工のうち、接合技術に関する技術開発を行った。具体的には、試験炉での模擬燃料棒照射試験に必要となる接合技術の確立を目的として、EB 溶接法を用いて ODS 鋼被覆管と端栓の接合処理を行い、接合組織や接合強度、さらには作製した被覆管端栓接合部の X 線 CT 検査を実施し、接合強度と検査結果との相関性を調べた。調査結果に基づき、被覆管端栓 EB 接合条件について検討した。また、母材部および接合部に及ぼす中性子照射影響について調べた。

キーワード：事故耐性、燃料被覆管、酸化物分散強化フェライト鋼、EB 溶接、X 線 CT 検査

1. 緒言

軽水炉事故耐性型燃料被覆管の開発においては、接合技術が枢要な技術開発項目とされている。本研究では、試験炉での模擬燃料棒照射試験に必要となる FeCrAl-ODS 鋼被覆管の端栓溶接法の一候補として、EB 溶接法を用いて端栓溶接被覆管の端栓接合強度を評価し、さらに端栓部に対し X 線 CT 検査を実施して接合強度と接合組織の相関を調べ、被覆管端栓接合条件について検討することを目的とする。

2. 実験方法

ODS 鋼の管材と端栓用材料（FeCrAl 鋼）を用いて EB 溶接を行い、その破断強度を調査した。用いた ODS 鋼は、Fe-12Cr-6Al-ODS 鋼であり、熱間押し出し材の室温における降伏応力および最大引張応力は、それぞれ 900MPa および 1100MPa である。一方、管材は再結晶処理を施しており、この ODS 鋼に関しては再結晶化が進み、強度がやや低下している。ODS 鋼の EB 溶接線導入板材に対して、米国 HFIR 試験炉において 300℃で損傷量 2.6dpa までの中性子照射を行い、硬さ測定および TEM による組織観察を実施した。

3. 結果

(a) ODS 鋼被覆管・FeCrAl 鋼端栓（EB 溶接）の室温における引張試験を実施し、破断強度および破断ひずみを調べた結果、破断応力は 400MPa 以上、最大 620MPa の値を示し、破断ひずみは 2%から 7%の値を示した。400MPa の破断強度を示した試験体の破壊様式は脆性的であったが、620MPa の破断強度を示した場合は、脆性破壊と延性破壊の混合様式であった。

(b) 模擬燃料棒製造における耐震性を考慮した接合強度を見積もった。具体的には、原子炉構造材料の耐震強度評価の考え方を参考とし、0.46G（450gal）の加速度を仮定して、耐震強度を考慮した安全係数（金属材料：1.5）に基づき、要求される接合強度として 248MPa と評価した。

(c) H27 年度から 30 年度にかけて検討した X 線 CT 検査結果と引張試験結果から、加速電圧を 150kV とし、ビーム電流を 3mA～5mA の範囲で制御することならびに溶接に伴う減肉を抑制することで、恒常的に 400MPa 以上の接合強度を持ち、溶接欠陥のサイズが数十μm 以下の溶接試験体を作製することが可能であることを確認した。これにより、(b)で評価した接合強度が得られる工程管理が可能となる見通しが得られた。

(d) 米国 HFIR 試験炉において中性子照射した EB 溶接線導入部と母材部の照射後組織を比較した場合、溶接線導入部においては母材部に比べ、ややサイズが大きく、数密度の高い転位ループが存在することが判った。転位ループによる転位運動障壁モデルに従い、照射硬化量を評価した結果、溶接線導入部では母材に比べて約 1.37 倍硬化量が高くなった。この評価値は、実測した硬化量（1,5 倍）に近い値であり、転位ループにより硬化が説明できることを確認した。本試験範囲では模擬燃料棒照射試験を実施するにあたり課題は見いだせないが、今後、管材溶接部の照射後強度特性、特に、照射硬化・脆化を評価していく必要がある。

本研究発表の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業の成果である。

---

*Akihiko Kimura[1], Jin Gao[1], Yen-jui Huang[1], Peng Song[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3],
[1]Kyoto Univ., [2]NFD, [3]JAEA

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(4)
(4) 通常運転時の燃料破損に対する耐性(2)

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(4) Endurance for fuel failure under normal operation condition (2)

*三浦　祐典[1]，坂本　寛[1]，山下　真一郎[2]

[1]NFD，[2]JAEA

BWR 装荷を目標とした事故耐性の高い改良ステンレス鋼（FeCrAl-ODS フェライト鋼）燃料被覆管の研究開発の一環として、通常運転時の燃料破損（異物フレッティング、PCI/SCC）に対する耐性を調べている。前報[1]から試験条件を拡充し、今回は、改良ステンレス鋼の微小領域での接触に対する摩耗耐性と、前報よりも大きい塑性ひずみを与えた時のヨウ素 SCC 耐性について調べ、優れた耐性を確認した。

キーワード：軽水炉、事故耐性、酸化物分散強化、異物フレッティング、ヨウ素 SCC

1. 緒言　通常運転時の燃料破損に対する耐性を調べるため、前報では、異物フレッティングおよび PCI/SCC に着目した摩耗試験およびヨウ素 SCC 試験を行い、改良ステンレス鋼が現行材（Zircaloy-2）と比較して優れている見込みを得た。今回は、異物フレッティングにおける、微小領域（＜1 mm）での往復摩耗（以下、フレッティングとする）や振動垂直荷重を伴うフレッティング（以下、インパクトフレッティングとする）を想定したフレッティング試験およびインパクトフレッティング試験を実施した。また、前回のヨウ素 SCC 試験では改良ステンレス鋼でき裂が発生しておらず、しきい値の確認ができていなかったことから、より大きな塑性ひずみを与えた条件でのヨウ素 SCC 試験を実施した。

2. 実験方法　①フレッティング試験およびインパクトフレッティング試験：試験体（改良ステンレス鋼押出棒および Zircaloy-2 棒材（参照材））を相手材（SUS440C 球（φ6.4 mm））と、荷重 2 N（フレッティングは一定荷重、インパクトフレッティングは振動垂直荷重）、ストローク 35 μm、振動数 10 Hz、水中、室温、2×10^5 サイクルで接触させ摩耗量を比較した。

②ヨウ素 SCC 試験：前報と同一の試験方法を用いてより大きな塑性ひずみ（0.015－0.020、前報では 0.006 - 0.010）を与え、き裂の有無を確認した。

3. 試験結果　①フレッティング試験およびインパクトフレッティング試験結果を図 1 に示す。Zircaloy-2 では、垂直荷重方向で摩耗が加速される傾向がみられたが、改良ステンレス鋼では、荷重負荷方向に依存せず、微小領域での接触に対して優れた耐性が確認された。なおフレッティング試験では、改良ステンレス鋼の摩耗量が Zircaloy-2 よりもやや大きくなっているが、有意な差ではないと考えている。②ヨウ素 SCC 試験では、今回の条件においてもき裂は発生しなかった。しきい値は得られなかったものの、改良ステンレス鋼の優れたヨウ素 SCC 耐性が確認された。

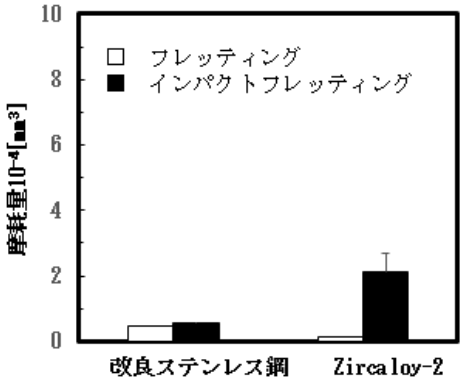


図 1 フレッティング試験および
インパクトフレッティング試験結果

[1] 三浦ら、2D13、原子力学会 2018 年秋の大会予稿集

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Yusuke Miura[1], Kan Sakamoto[1], Shinichiro Yamashita[2], [1]NFD, [2]JAEA

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(4)
(5)　再処理工程への適用性評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(5)Investigation of corrosion behavior in nitric acid solution for reprocessing process

*高畠　容子[1]，安倍　弘[1]，佐野　雄一[1]，竹内　正行[1]，
渡部　雅之[1]，坂本　寛[2]，山下　真一郎[1]
[1]JAEA，[2]NFD

燃料溶解工程を対象とした FeCrAl-ODS 鋼の硝酸腐食評価として、γ線照射下にて浸漬試験と電気化学試験を行った。FeCrAl-ODS 鋼の腐食速度は平均 0.78 mm/y と SUS304ULC 等従来のステンレス鋼と同程度であり、FeCrAl-ODS 鋼被覆管の腐食は再処理工程に影響を与えないと考えられた。

キーワード：事故耐性燃料，被覆管，FeCrAl-ODS 鋼，再処理，腐食，硝酸

1. 緒言

シビアアクシデント時における軽水炉の安全性向上のため、事故耐性燃料の開発が進められている。被覆管の候補として FeCrAl-ODS 鋼が検討されている。FeCrAl-ODS 鋼を被覆管として使用する場合には、再処理工程への影響についても評価が必要である。本研究では、再処理への適合性を支配する要因の一つとして、被覆管の腐食に着目し、燃料溶解工程を想定した FeCrAl-ODS 鋼の腐食評価を実施したので報告する。

2. 実験

沸騰した試験液に FeCrAl-ODS 鋼片をγ線照射下（1.6kGy/h）、非照射下で 3 時間浸漬した。浸漬前後に試験片のレーザー顕微鏡による表面観察及び重量測定を行った。試験液は、溶解槽を想定し、V（Pu の模擬物質）を 12 mmol/L、Ru を 7 mmol/L 含む 3 mol/L 硝酸溶液とした。同条件にて分極曲線の取得も行った。

3. 結果と考察

浸漬 3 時間後の材料表面状態に変化はほとんど観察されず、良好な耐食性が窺えた。また、局部腐食も認められなかった。さらに、γ線非照射下及び照射下における腐食速度は、各々平均 0.58 mm/y 及び平均 0.78 mm/y であり、γ線照射環境での腐食速度のほうがわずかに速いが、その差は大きくなかった。図に示したように、γ線照射と非照射条件における分極曲線はほぼ同一であり、浸漬試験における腐食速度からも確認されたように、本試験条件においてはγ線の影響は軽微であった。γ線照射下の腐食速度より求められた FeCrAl-ODS 鋼の溶解量から、その主要成分について溶解槽内濃度を試算すると、燃料溶解液に含まれる核分裂生成物濃度や再処理機器材料からの溶出成分よりも低かった。これより FeCrAl-ODS 鋼被覆管を適用した場合の腐食成分による再処理工程への影響は極めて低いと考えられた。

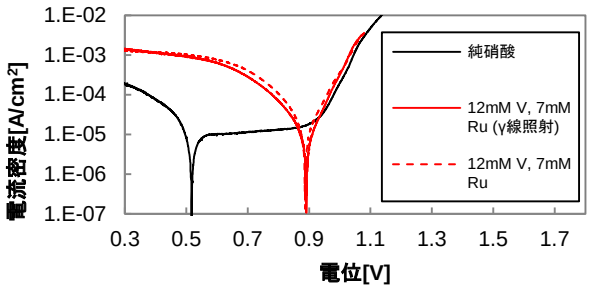


図　3 mol/L 硝酸溶液における FeCrAl-ODS鋼の分極曲線

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業の成果の一部である。

---

*Youko Takahatake[1], Hiromu Ambai[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1], Masayuki Watanabe[1], Kan Sakamoto[2] and Shinichiro Yamashita[1]

[1]JAEA., [2]NFD.

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(4)
(6) 高温水腐食挙動および水蒸気酸化特性

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(6) High temperature water corrosion and high temperature steam oxidation properties

*高橋克仁[1]，三浦祐典[1]，坂本　寛[1]，山下真一郎[2]

[1]NFD，[2]JAEA

BWR 装荷に向けて開発を行っている改良ステンレス鋼について，高温水中での腐食特性および高温水蒸気中での酸化特性を評価し，良好な耐食性および耐酸化性を確認した。

キーワード： 事故耐性燃料，シビアアクシデント，酸化物分散強化，高温水腐食，水蒸気酸化

1. 緒言 事故耐性の高い改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発の一環として，被覆管材（FeCrAl-ODS 鋼）および端栓材（FeCrAl）の高温水腐食および水蒸気酸化特性を評価した。

2. 評価方法 表 1 に供試材の組成を示す。FeCrAl は FeCrAl-ODS 鋼から Y を除いた組成である。酸化膜中での Zr 酸化物生成による高温酸化の加速が知られていることから[1], Zr を低減した FeCrAl も用意した。腐食挙動評価では 290 ℃の高温水中(溶存酸素濃度：7 ppm)での浸漬試験を最長 240 d 間実施し，水蒸気酸化特性評価では 1200～1450 ℃にて水蒸気を混合した Ar を 0.8 L/min（水蒸気流量：0.16 g/min）供給して加熱試験を実施した。これらの試験による重量変化を測定した。

3. 結果 図 1 に高温水中での腐食特性として，腐食重量変化⊿W を示す。FeCrAl-ODS 鋼の板材では⊿W が初期に減少し，その後も⊿W の絶対値が他の鋼材と比べて小さかった。FeCrAl-ODS 鋼の被覆管および FeCrAl も⊿W の絶対値は SS316L と同等以下であり，安定した耐食性が確認された。

図 2 に水蒸気酸化特性として，放物線則による放物線速度定数 K_p を示す。FeCrAl-ODS 鋼の K_p は Zircaloy-4 の 1/100 程度であり，金属粒子の分散により高強度化した FeCrAl である APMT[3]と同程度の優れた耐酸化性が確認された。また，1200 ℃にて，Zr を 0.47 wt.%添加した FeCrAl の K_p は Zircaloy-4 の 1/10 程度であったが，Zr を 0.09 wt.%に低減した FeCrAl では 1/30 未満になり，Zr 低減により耐酸化性が向上した。以上より，FeCrAl-ODS 鋼および FeCrAl の良好な耐食性と耐酸化性が確認された。

表1 供試材の組成(wt.%)

	Fe	Cr	Al	Zr	Ti	Y	O
FeCrAl-ODS鋼	Bal.	11.7	6.2	0.39	0.5	0.4	0.34
FeCrAl	Bal.	12.0	6.1	0.47	0.5	—	—
FeCrAl・低Zr	Bal.	12.0	6.0	0.09	0.5	—	—

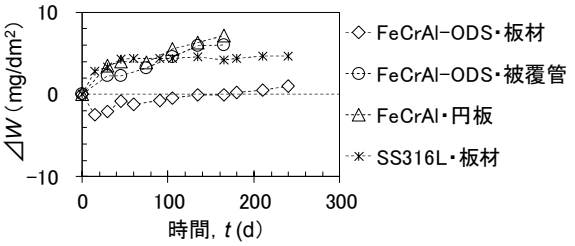


図1 腐食重量変化(290℃高温水中)

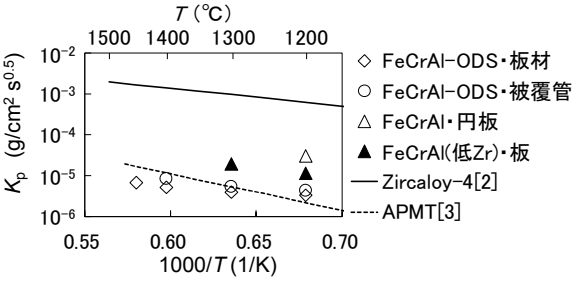


図2 放物線速度定数(高温水蒸気中)

本研究発表の一部は，経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業の成果である。

参考文献

[1] T.Maeda et al., J. Nucl. Mater., 516 (2019) 317–326.

[2] J.V. Cathcart et al., Zirconium Metal–Water Oxidation Kinetics, IV: Reaction Rate Studies, ORNL/NUREG-17, ORNL, 1977.

[3] B.A. Pint et al., J. Nucl. Mater., 440 (2013) 420–427.

*Katsuhito Takahashi[1], Yusuke Miura[1],Kan Sakamoto[1], and Shin-ichiro Yamashita[2], [1]NFD.,[2]JAEA

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発（4）
（7） LOCA 時健全性評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

(7) Assessment of cladding integrity under LOCA

*井岡郁夫[1]，坂本寛[2]，山下真一郎[1]

[1]JAEA，[2]NFD

軽水炉の安全性向上に資する新型燃料の技術基盤整備を目的に、事故耐性に優れた改良ステンレス鋼（FeCrAl-ODS）燃料被覆管の研究開発を実施している。FeCrAl-ODS 鋼被覆管のインテグラル LOCA 模擬試験を実施した。FeCrAl-ODS 鋼の LOCA バーストに対する耐性が、Zircaloy に比べ大幅に向上したことを確認した。

キーワード：軽水炉、事故耐性、酸化物分散強化、LOCA、内圧破裂、FP 放出

1. 緒言

FeCrAl-ODS 鋼は高温強度に優れ、反応熱や水素発生が少ないことから、SA を抑制しうる事故耐性燃料被覆管として有力な材料の一つである。FeCrAl-ODS 鋼被覆管の LOCA バーストに対する耐性を評価するため、FeCrAl-ODS 鋼試験体を用いたインテグラル LOCA 模擬試験を実施した。

2. 試験

試験はオークリッジ国立研究所のSATS(Severe Accident Test Station)に設置されている装置で実施した。試験には、本事業において作製した燃料被覆管材（外径 11.2 mm、肉厚 0.35 mm）から長さ 310 mm の試験体を切り出して用いた。試験は、試験体が目標とする内圧になるまでアルゴンガスを負荷し、試験体を 100 ℃に保持し、試験部には約 0.25 gH_2O/min の水蒸気を供給した。水蒸気の供給が安定した時点で試験体を 300 ℃まで昇温し、5 min 保持した。その後、昇温速度 300 ℃/min で1200 ℃まで昇温し、そのまま 1200 ℃において 5 min 保持した。保持後、降温速度 300 ℃/min 程度で 600 ℃まで降温して、下部から水を導入することで試験体全体を急冷した。試験では、試験体内圧、試験体温度（軸方向 3 点、径方向 2 点）を測定した。急激な内圧低下が確認される直前の温度、内圧を破裂温度、破裂時内圧として評価した。試験は、試験体内圧のみを変化させて合計 5 条件で実施した。また、水蒸気供給の有無による破裂条件への影響を調べるため、水蒸気を供給しない試験（1 条件）も実施した。

3. 結果

FeCrAl-ODS 鋼を用いて得られたインテグラル LOCA 模擬試験結果と Ishikawa ら[1]によってまとめられた Zircaloy の試験結果の比較を図 1 に示す。FeCrAl-ODS 鋼では大幅に LOCA バーストに対する耐性が向上しており、50 MPa 程度の円周方向応力では 300 ℃ 以上も破裂温度が上昇した。また、FeCrAl-ODS 鋼の破損状態は延性破壊であり、この結果から事故時の内圧破裂にともなう FP や燃料の放出リスクを低減できるものと期待される。今後、試験後試験体の詳細分析を行い、機械的特性が劣化していないか等を調べていく予定である。

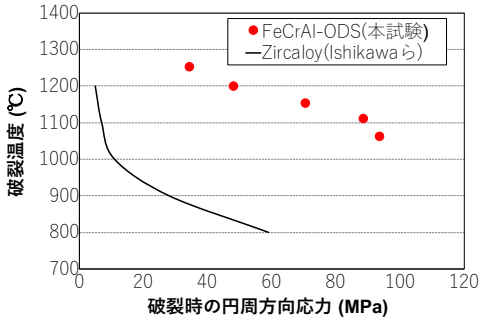


図 1　インテグラル LOCA 模擬試験結果の比較

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

[1] Ishikawa, et al., J. Nucl. Mater., 95(1980)1.

---

* Ikuo Ioka[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[1], [1]JAEA, [2]NFD

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発（4）
8) 中性子照射材の微細組織評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (4)

8) Evaluation of irradiation behavior

*橋本 直幸[1]、唐 一翔[1]、坂本 寛[2]、山下 真一郎[3]

[1]北海道大学、[2]NFD、[3]JAEA

BWR 装荷を目標とした、事故耐性を有した改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を進めている。本発表では、シリーズ発表の一環として、被覆管製造を模擬して加工熱処理を施した FeCrAl-ODS 鋼板材の耐照射性について報告する。

キーワード：燃料被覆管，BWR，酸化物分散強化，機械的特性

1. 目的及び実験方法

改良ステンレス鋼の微細組織に及ぼす重照射効果を調査するため、押し出し材(Fe-12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.24Ex.O-0.0.5Y_2O_3)に対して、300℃で最大16dpaまでFe+イオン照射試験を実施した。照射後、FIB加工により薄膜試料をし、200keV透過型電子顕微鏡を用いて微細組織観察を行った。また、中性子照射に伴う組織変化及び変形機構を評価するため、HFIRにて300℃で2.6dpaまで照射された試験片の引張試験後の組織観察も行った。被中性子照射試料については、微細組織観察に併せてEDSによる局所濃度分析を行い、酸化物粒子の照射下安定性を調査した。

2. 結果と考察

300°Cで15dpaまでFe+イオン照射した試料の損傷組織を調査した結果、照射前後で酸化物粒子のサイズに大きな変化は観られず、本照射条件では酸化物粒子は安定に存在した。一方、イオン照射によって格子間原子型転位ループおよび空孔型クラスタ(キャビティ)が高密度(＞1 X 10^{23} m^{-3})に形成したが、3dpa照射した試料と比較して大きな差異は認められなかった。以上より、当該試料は、イオン照射により転位ループおよびキャビティが高密度に形成されるが、
それらはその後成長せず、数密度は飽和することが分かった。中性子照射後引張試験を行った試料に対しTEM観察を行ったところ、変形部近傍において特異な局所変形(チャネリング変形)組織などは確認されなかった。また、局所領域のEDS元素濃度マップを解析した結果、材料中にAl-Y-Zr-O系とY-Zrの酸化物粒子が確認されたが、粒子からマトリクス周辺への元素の流出は認められなかったことから、本照射条件で酸化物粒子は安定的に存在し得ると言える。今後、非照射材の引張破断面近傍における局所変形領域の解析を進め、FeCrAl-ODS鋼における照射硬化機構について精査する必要がある。

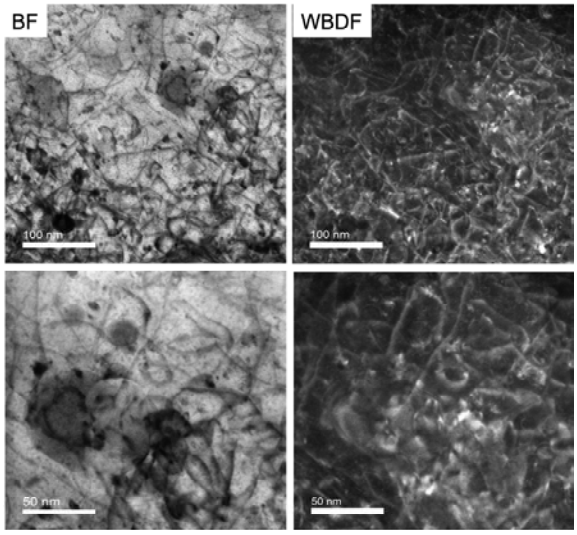


Figure TEM micrograph of FeCrAl- ODS steel irradiated at 304°C and Tensile-tested at 300°C. Deformation-induced dislocations were observed but no localized deformation was found in this deformed area.

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２９年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Naoyuki Hashimoto[1], Kodai Toyota[1], Yixiang Tang[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3]

[1]Hokkaido Univ., [2]NFD, [3]JAEA

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

Thu. Sep 12, 2019 4:55 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 7:55 AM - 9:15 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[2E19-23] Nitride Fuel Cycle

Chair:Kazuyuki Kusagaya(GNF-J)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2E19] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy
(9) Application of Sol-gel Process and Economical Use of N-15 in the Fuel Fabrication

*Masahide Takano[1] (1. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2E20] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy
(10) Application of Pore Former for Density Control in Surrogate Fuel Sintering Process

*Seiya Takaki[1], Masahide Takano[1] (1. JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2E21] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy
(11) Solid-liquid Phase Transition Temperature: Dependence on Chemical Composition and N_2 Partial Pressure

*Tatsumi Arima[1], Tohma Iwasa[2], Seiya Takaki[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2E22] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy
(12) Chemical dissolution tests of sheared pieces of simulated nitride fuel pins in molten salt

*Takumi Sato[1], Hirokazu Hayashi[1] (1. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2E23] R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy
(13)Reductive Extraction of Zr and Lanthanides in Liquid Cd

*Tsuyoshi Murakami[1], Masatoshi Iizuka[1], Hirokazu Hayashi[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発
（9）燃料製造へのゾルゲル法適用と N-15 経済的利用に関する技術開発の状況

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(9) Application of Sol-gel Process and Economical Use of N-15 in the Fuel Fabrication

*高野　公秀

原子力機構

マイナーアクチノイド（MA）核変換用窒化物燃料の製造において枢要な、ゾルゲル法による酸化物と炭素の混合粒子作製と、N-15 同位体濃縮窒素ガスの経済的利用（循環精製）に関する技術開発の状況を報告する。

キーワード：マイナーアクチノイド，核変換，窒化物燃料，燃料製造，ゾルゲル法，N-15 同位体濃縮

1. 緒言

(Pu,MA,Zr)N 固溶体または(Pu,MA)N/TiN 粒子分散型ペレットの窒化物燃料製造では、発電炉使用済燃料溶解液から抽出分離した MA 硝酸溶液を窒化物に転換する過程において、MA ダスト発生や工数低減の観点からゾルゲル法により MA 酸化物と炭素の混合粒子を作製し、これを炭素熱還元により窒化して窒化物粒子を得ることが望ましい。さらに窒化時には、N-15 同位体濃縮窒素ガスを経済的に利用するため、電気炉に流通した窒素ガス中に生じる CO を除去して精製し、閉じた系で循環利用する技術の確立が必須である。ここでは、MA の模擬として希土類の Dy を用いた試験により、良好な球形状の Dy_2O_3+炭素混合粒子を直径制御しつつ作製する技術と、実験室規模の実証試験用“窒素循環精製システム”の開発状況について報告する。

2. 技術開発の状況

Dy 硝酸塩水溶液、ナノ炭素分散液、ポリビニルアルコール及び添加剤を混合して滴下液とし、これをアンモニア水槽中に振動滴下することでゲル球が得られる（外部ゲル化法）。試験時の主要パラメータは、液組成、粘度（液温で制御）、送液圧、滴下振動数及び滴下針径である。まず、比較的試験を行いやすい 25G（内径 0.25 mm）の滴下針で直径 0.6 mm 前後のゲル球を作製する試験を行い、球形状及びクラック防止の観点から適切な諸パラメータを定めた。これを元に、粒子分散型ペレットへの適用を考慮して直径をより小さい側に制御するため、27G（内径 0.21 mm）の滴下針を用いた試験を行った。その結果、粘度（液温）、送液圧等を調整することで、直径分布が 0.47 mm 付近でシャープなゲル球を再現性良く得ることが可能となった。このゲル球をアルゴン気流中 800℃で 2 時間焜焼することにより、直径 0.33 mm の Dy_2O_3+炭素混合粒子を得た。

窒素循環精製システムは、電気炉内の窒化反応で窒素気流中に生じる CO を除去する“CO 除去ユニット”と、窒素をポンプで加圧して一定流量で循環するとともに、窒化反応で消費された分の窒素を圧力センサーで感知して自動供給する“窒素循環・自動供給ユニット”で構成される。両ユニットの性能要件を定めて概念設計と詳細設計を行うとともに、CO 吸着触媒（Ni 系、吸着塔 2 系統、再生機能付き）の候補 2 種類の吸着破過試験を行い 1 種類に選定し、設計に反映した。設計に基づき両ユニットを製作し、実験室に既設の窒化用電気炉に接続して総合的な動作確認試験を行った。Dy_2O_3+炭素粉末混合成型体（4.8 g）の窒化加熱中の CO 除去ユニット出入口で窒素気流（2 L/min）中の CO 濃度を連続測定した結果、入口側ピーク時濃度 966 ppm に対して出口側では常に 1 ppm 未満であり、CO 除去性能が非常に優れていることを確認した。

外部ゲル化法で作製した Dy_2O_3+炭素混合粒子を、窒素循環精製システムを用いて DyN 粒子とし、これを TiN 母材に分散させた模擬燃料ペレットの試作試験を実施する予定である。

本報告は、原子力機構が委託先機関として実施した平成 30 年度文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部です。

*Masahide Takano, JAEA.

安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発
（10）気孔形成剤を用いた模擬燃料ペレットの焼結密度制御

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(10) Application of Pore Former for Density Control in Surrogate Fuel Sintering Process

*髙木 聖也，高野 公秀

原子力機構

MA 核変換用窒化物燃料に関して、ポアフォーマ添加による焼結密度制御のための基礎的な知見を得るために、様々な材質の熱分解性ポリマー微粒子を $Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ 模擬窒化物燃料に添加して焼結試験を行った。

キーワード：マイナーアクチノイド，核変換，窒化物燃料，ポアフォーマ，焼結

1. 緒言

マイナーアクチノイド（MA）核変換用窒化物燃料では、燃焼時のスエリング緩和を目的とした低密度燃料の技術開発が必要である。適切なポリマー微粒子をポアフォーマ（PF）として添加し、窒化物ペレットの焼結を行うことで、緻密な組織を有しつつ、燃料中に気孔を形成させ低密度窒化物燃料を得る。本研究では、MA を希土類の Dy で模擬した $Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ 模擬窒化物燃料に様々な材質のポリマー微粒子を添加して焼結試験及び分析を行うことで、適切な PF 材質の選定を行うことを目的とした。

2. 実験方法

$Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ 固溶体微粉末に対してポリマー微粒子を最大 3 wt%まで添加し、ZrO_2乳鉢中でスパチェラ及び乳棒で強く圧迫しないように正味 10 分間混合した。ポリマー微粒子は燃料への PF としての適用に対して必要（十分）な条件のもと、ステアリン酸（A)、ポリエステル（B)、低密度ポリエチレン（C）の 3 種類を選定し、試験に供した。混合粉末をペレット状に成型し、窒素気流中で PF を熱分解により除去する加熱工程の後昇温し、1700℃で 5 時間焼結加熱を行った。焼結したペレットの寸法及び重量測定と、各種分析を行った。なお、参照試料として PF を添加していない $Dy_{0.3}Zr_{0.7}N$ ペレットのみの焼結試験も行った。

3. 結果と考察

A, B, C の PF をそれぞれ 1 wt%添加し焼結したペレットについて、参照試料に対し有意な焼結密度減少を示した。焼結ペレットの破面観察あるいは研磨面の観察を行った結果、A を添加したペレット中に、成型時の圧縮方向に対して垂直方向にクラックが生じていることがわかった。このクラックはペレット成型時に形成されており、成型圧力を除荷した際の窒化物と PF のスプリングバック率の差に起因していると考えられる。B, C ではペレット重量に対して 3 wt%まで添加しても、ポア周辺にマイクロクラックがわずかに形成されるのみで、燃料組織としては健全な状態を保っていることがわかった。不純物炭素及び酸素濃度の PF 添加濃度依存性も小さく、窒化物燃料への PF としての適用が十分に見込まれることが確認できた。得られた試験データから、B, C の添加濃度と焼結体相対密度の相関データ（図 1）を取得し、再現性良く目標通りの相対密度を有する焼結体の作製が可能となった。

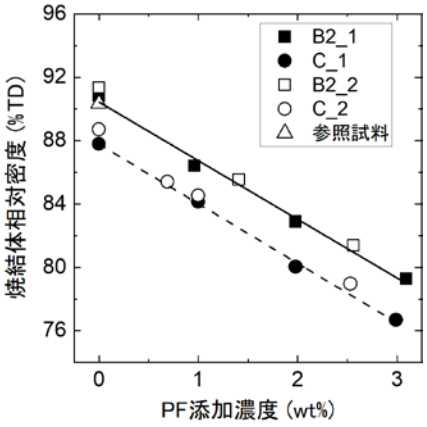


図 1 焼結体相対密度の PF 添加量依存性（■□：B 添加試験、●○：C 添加試験）

*本報告は、原子力機構が委託先機関として実施した平成 30 年度文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部です。

*Seiya Takaki and Masahide Takano, Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用 窒化物燃料サイクルに関する研究開発 （11）液相生成温度の組成･窒素分圧依存性

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(11) Solid-liquid Phase Transition Temperature: Dependence on Chemical Composition and N_2 Partial Pressure

*有馬 立身[1]，岩佐 龍磨[1,2]，髙木 聖也[2]

[1]九州大学，[2]原子力機構

窒化ジルコニウムを主とした模擬窒化物燃料に対して、レーザー加熱を利用した非接触・高速測定法を用いて、液相生成温度の組成依存性および窒素分圧依存性を評価した。Dy および Er をマイナーアクチニドの代替物質とし、(Dy,Zr)N および(Er,Zr)N を測定対象とした。

キーワード：窒化物燃料，レーザー加熱，融点，窒素分圧

1. 緒言

窒化物燃料の不活性母材となる ZrN は、高融点、高熱伝導性等の燃料には有利な性質を持つことが知られている。一方、原子炉の安全性の観点からは、その溶融挙動の理解は必要不可欠であるものの、十分であるとは言えない。本研究では、不活性母材にマイナーアクチノイド（MA）が高濃度に添加された燃料の溶融挙動の評価を行っている。H30 年度は模擬窒化物燃料試料に対する液相生成温度の組成依存性及び窒素分圧依存性の評価を目的とし、レーザー加熱法を用いた溶融試験を実施した。

2. 実験方法

測定対象は、原子力機構から供与された窒化物試料 : (Dy,Zr)N 及び(Er,Zr)N であった。ここで Dy 及び Er は MA の模擬物質である。これらを、窒素ガス高圧中で、レーザー加熱法を用いて溶融挙動を調査した。試料の加熱･溶融には半導体レーザー(940 nm)及びロングパルス Nd:YAG レーザー(1068 nm)、温度変化のモニターには高速放射温度計、放射率評価には、室温にて積分球を用い、溶融時にて可視・赤外分光計の使用を試みた。窒素分圧は最大約 0.81 MPa まで変化させた。

3. 結果と考察

相転移温度（=熱停留点）として、昇温及び降温の両過程で現れる温度変化曲線の傾きが小さくなるところに着目した(図 1)。窒化物試料は熱衝撃に対して脆く、熱伝導率が高いため、熱停留点での放射率取得は困難であった。推測ではあるが、室温での放射率を考慮すると、溶融温度及び固化温度の組成依存性は Er 及び Dy の添加により低下するものと考えている。窒素分圧依存性については、分圧の増加と共に溶融／固化温度が上昇する傾向が見られた（図 2)。

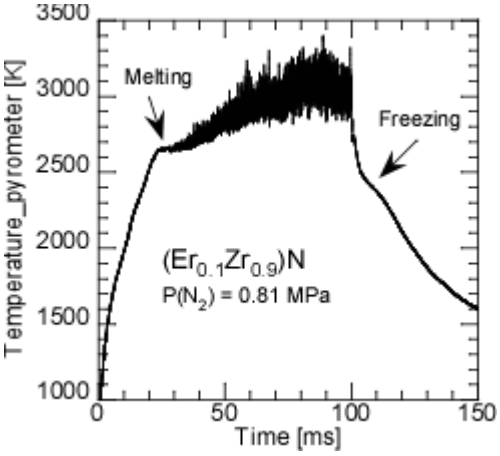


図 1 $(Er_{0.1}Zr_{0.9})N$ の温度上昇・降下曲線

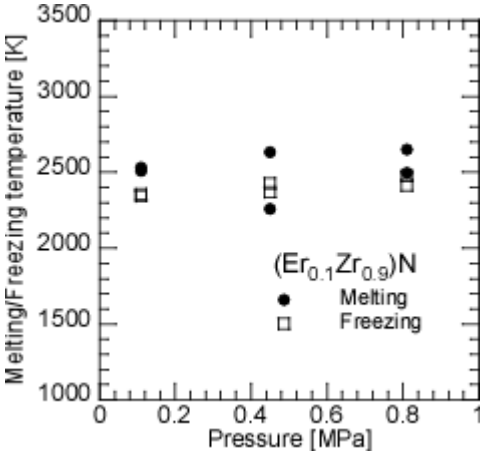


図 2 $(Er_{0.1}Zr_{0.9})N$ の溶融及び固化温度

*本報告は、原子力機構が受託し、九州大学が再委託先として実施した平成 30 年度文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部です。

*Tatsumi Arima[1], Tohma Iwasa[1,2], Seiya Takaki[2], [1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発
(12) 溶融塩中における模擬窒化物燃料ピン剪断片の化学溶解試験

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(12) Chemical dissolution tests of sheared pieces of simulated nitride fuel pins in molten salt

*佐藤　匠，林　博和

原子力機構

模擬燃料ペレットとして(Dy,Zr)N 焼結体を用い、T91 被覆管に装荷した窒化物燃料ピン模擬体の剪断後の試料について、溶融 LiCl-KCl 共晶塩中での $CdCl_2$ 及び $ZrCl_4$ との反応による化学溶解試験を行った。

キーワード：窒化物燃料，加速器駆動システム，核変換，乾式再処理，溶融塩

1. 緒言　MA 核変換用燃料ピンとして、T91 フェライト鋼（改良 9Cr-1Mo 鋼）被覆管中に窒化物燃料ペレットを装荷してボンド材として He ガスを充填したものが候補となっている。使用済窒化物燃料の乾式再処理では、前処理として燃料ピンの剪断を行った後の回収物を、溶融塩電解または化学溶解によって処理することが提案されている。本研究では、化学溶解工程で必要な温度や加熱時間等の処理条件を明らかにすることを目標として、窒化物燃料ピン模擬体の剪断後の試料を用いて溶融塩中での化学溶解試験を行った。

2. 実験　T91 フェライト鋼模擬被覆管（外径 6.86 mm×内径 5.74 mm×150 mm）に (Dy,Zr)N ペレット（ZrN 濃度:60 mol%、直径約 5.6 mm×高さ約 7.8～8.0 mm、86～88%TD、10 個）を装荷した燃料ピン模擬体を Ar ガス雰囲気のグローブボックス中において剪断して得られた(Dy,Zr)N ペレット片を粉砕器で粉砕した試料のうち粒径 0.045～0.10 mm のもの 5.01 g を溶解試験に用いた。Al_2O_3 製るつぼに(Dy,Zr)N 試料及び LiCl-KCl 共晶塩約 250 g を入れ、酸化剤として $CdCl_2$ を試料中 Dy の全量を溶解する理論当量の 1.2 倍添加し、773 K で 100 時間、その後 823 K で 100 時間加熱した。その後さらに Dy の初期量が溶解する理論当量の 1.2 倍に相当する $ZrCl_4$ を含む LiCl-KCl-$ZrCl_4$（約 5.2 wt% $ZrCl_4$）塩を添加して 823 K で 100 時間、Mo 製の撹拌翼で撹拌しながら加熱した。溶融塩は数時間毎に撹拌を停止してガラス管で塩を吸い上げて分取し、純水で加熱溶解後に不溶解残渣をろ過分離し、ICP-AES により Dy、Zr、Cd 及び Mo の濃度を定量した。

3. 結果と考察　**C**$CdCl_2$ を添加後の溶融塩中の各金属元素の濃度変化を図 1 に示す。773 K での 100 時間の加熱によって Cd 濃度は 0.86 wt%から 0.66 wt%に低下、Dy 濃度は 0.02 wt%まで上昇した。続く 823 K での 100 時間の加熱によって Cd 濃度は 0.62 wt%まで低下、Dy 濃度は 0.05 wt%まで上昇し、この時点での Dy の溶解率は、3.7 %であった。一方、Zr と Mo は溶融塩中にほとんど溶解しなかった。なお、測定初期の Dy、Zr 濃度が大きいのは、分析試料に不溶解残渣が混入したためである。

この系に $ZrCl_4$ を添加して 823 K で 100 時間加熱後の Dy の溶解率は 12%であった。本試験での Dy の溶解率は、試料表面の酸化を考慮してもこれまでの報告と比べて有意に小さいため、今後その原因を調べる必要がある。

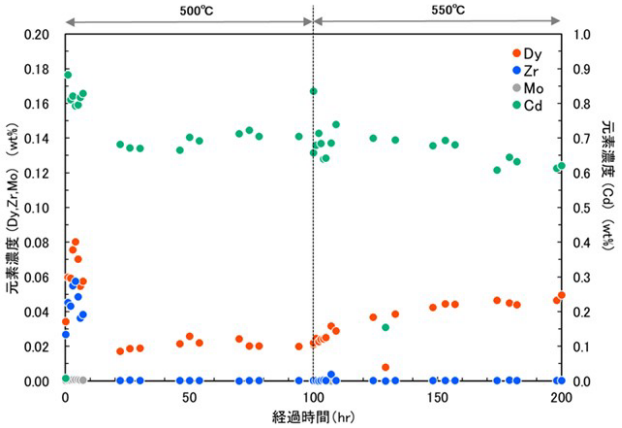


図 1 化学溶解試験中の溶融塩中元素濃度の変化（$CdCl_2$ 添加後）

*本報告は、原子力機構が委託先機関として実施した平成 30 年度文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部です。

*Takumi Sato and Hirokazu Hayashi, Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用 窒化物燃料サイクルに関する研究開発 （13）液体 Cd 中への Zr 及びランタニド元素の還元抽出挙動

R&D on Nitride Fuel Cycle for MA Transmutation to Enhance Safety and Economy

(13) Reductive Extraction of Zr and Lanthanides in Liquid Cd

*村上　毅[1]，飯塚　政利[1]，林　博和[2]

[1]電中研，[2]原子力機構

溶融 LiCl-KCl(723 K)に $ZrCl_4$ および各種ランタニド塩化物を添加した系において、Zr およびランタニドの還元析出試験を行い、還元抽出工程での Zr^{4+}イオンの影響について検討した。

キーワード：窒化物燃料，還元抽出，Zr，ランタニド，乾式処理

1. 緒言

使用済窒化物燃料の乾式処理では、酸化剤($CdCl_2$ 及び $ZrCl_4$)を用いて燃料中の TRU を溶融塩浴中に溶解し、次に浴塩中の TRU^{3+}を液体金属中に還元抽出する。このとき還元抽出工程の浴塩中には Cd^{2+}や Zr^{4+}が多く残留するため、TRU と共に Cd や Zr も液体金属中に回収されると考えられる。しかしながら Zr^{4+}を多く含んだ系における TRU の還元抽出挙動に関する報告はほとんどないため、その基礎的な挙動から明らかにすることが求められる。本研究では TRU の模擬としてランタニドを用いた。

2. 実験

還元抽出試験は Ar 雰囲気のグローブボックス内で行った。溶融 LiCl-KCl-$ZrCl_4$-$LnCl_x$ 中(Ln = La, Ce, Nd, Eu, Gd, (浴塩中 Ln 濃度比)≈(使用済窒化物燃料中 Ln 濃度比)、浴温 723 K)において、Zr 及び Ln を液体 Cd 中に還元析出($(Zr\ or\ Ln)^{n+} + Li_{in\ Cd} \rightarrow (Zr\ or\ Ln)_{in\ Cd} + nLi^+$)する試験を 4RUN 実施した。Cd 中初期還元剤 Li 濃度(X_{Li})は 0.27~0.63 at%とした。試験後に採取した浴塩及び Cd 合金中の Zr 及び Ln 濃度を ICP-OES により測定した。

3. 結果

Ce 基準で Zr 及び Ln の分離係数($SF_M = (X_{Ce\ in\ melts})/(X_{M\ in\ melts})/(X_{Ce\ in\ Cd})\times(X_{M\ in\ Cd})$、$X_{M\ in\ melts}$：浴塩中濃度、$X_{M\ in\ Cd}$：液体 Cd 中濃度)を求めた(表)。Zr の分離係数は過去の報告値(3.8×10^{-4} [1])に近い。また、Ln の分離係数は浴塩中に Zr^{4+}を含まない系で得られた値[2]と近く、Ln の分離挙動に Zr^{4+}は大きな影響を与えないと示唆された。さらに、X_{Li} が最も高い場合(0.63 at%)でのみ、Cd を装荷したアルミナ坩堝の内壁を Cd が這い上がる様子が確認された。過去の報告[1]より、Zr 及び Ce を同時に還元抽出した際には(X_{Li} = 0.8 at%)アルミナ坩堝が Cd 合金薄膜により覆われ、一方、Zr のみ又は Ln のみの還元抽出では、そのような現象は見られないことが分かっている。以上より、被覆現象を防ぎ安定に還元抽出を進行させるためには、X_{Li} を低くする、又は Ln を Zr と同時に還元抽出しないことが必要であると考えられる。ただし、前者では還元抽出工程後の蒸留再窒化工程(窒素気流中で Cd を蒸留分離し TRU 窒化物を得る)での Cd 処理量が増加する。そこで、還元抽出前に Zr^{4+}及び Cd^{2+}を浴塩中から電気化学的に取り除く工程の追加を提案した。

表 Ce 基準の分離係数(SF_M)

	SF_{Zr}	SF_{La}	SF_{Ce}	SF_{Nd}	SF_{Gd}
4RUN の平均	4.8×10^{-4}	1.9	1	0.6	4.3
文献値[2] (773 K)	-	2.70	(基準)	0.96	3.71

*本報告は、原子力機構が受託し、電力中央研究所が再委託先として実施した平成 30 年度文部科学省原子力システム研究開発事業「安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」の成果の一部です。

参考文献

[1] 平成 29 年度「安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物燃料サイクルに関する研究開発」成果報告書

[2] M. Kurata, Y. Sakamura and T. Matsui, J. Alloy. Compd., 234 (1996) 83-92.

*Tsuyoshi Murakami[1], Masatoshi Iizuka[1] and Hirokazu Hayashi[2], [1]CRIEPI, [2]JAEA

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

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[2F01-04] Gas-Liquid Two-Phase Flow

Chair:Tomio Okawa(UEC)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2F01] Interfacial Friction in Vertical Pipes under Countercurrent Flows
(1)Flooding at the Bottom End

*Naoki Sano[1], Michio Murase[1], Toshiya Takaki[1], Koji Nishida[1], Raito Goda[2], Akio Tomiyama[2] (1. INSS, 2. Kobe Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2F02] Interfacial Friction in Vertical Pipes under Countercurrent Flows
(2)Flooding at the Top End

*Michio Murase[1], Toshiya Takaki[1], Koji Nishida[1], Akio Tomiyama[2] (1. Institute of Nuclear safety System, Inc., 2. Kobe University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2F03] Numerical Simulation of Bubble Behavior in PWR Rod Bundle by Interface Tracking Method

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

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2F04] Large-scale simulation on two-phase flow in the fuel assemblies of LWR by the mechanistically based method

*Ayako Ono[1], Susumu Yamashita[1], Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

鉛直管内での気液対向流における界面摩擦（1）下端フラッディング

Interfacial Friction in Vertical Pipes under Countercurrent Flows (1) Flooding at the Bottom End

*佐野 直樹[1]，村瀬 道雄[1]，高木 俊弥[1]，西田 浩二[1]，合田 頼人[2]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

鉛直管下端でフラッディング状態における管内での界面摩擦係数 f_i について検討し、直径 6.4 mm ≤ D ≤ 152 mm での空気・水系データを用いて f_i の相関式を導出した。

キーワード：鉛直管，気液対向流，フラッディング，界面摩擦係数

1. 緒言　Bharathan and Wallis [1] は、下端でフラッディングが生じている場合における鉛直管内での界面摩擦係数 f_i を対象にして、直径 6.4 mm ≤ D ≤ 152 mm での圧力勾配 dP/dz の測定値から壁面摩擦係数 $f_w = 0$ を仮定して f_i を求め、f_i の相関式を提案している。合田ら[2]は、$D = 20$ mm の鉛直管で急閉遮断弁による液相体積率 α_L 測定値と dP/dz 測定値から f_w と f_i を求め、f_w を無視できないことを示した。本報告では、合田ら[2]による f_w 相関式と Bharathan and Wallis [1]による dP/dz の測定値から f_i を求め、f_i の相関式を導出した。

2. 評価の方法と結果　本報告では環状流モデルを使用する。気相に作用する力の釣合い式と全流体に作用する力の釣合い式から次式が求まる。

$$(dP_G/dz) = -\rho_G g - (f_i/2)\,\rho_G [J_G/\alpha - J_L/(1-\alpha)]^2 (4/D\,\alpha^{1/2}) \quad (1)$$

$$(dP_T/dz) = -\{(\rho_L-\rho_G)(1-\alpha) + \rho_G\} g + (f_w/2)\,\rho_L [J_L/(1-\alpha)]^2 (4/D) \quad (2)$$

気相と液相の見かけ流速（J_G と J_L）の関係は CCFL 相関式により求める。f_w には次式[2]を用いる。

$$f_w = \max\,(2.86\text{x}10^4\,Re_L^{-1.96},\ 0.079\,Re_L^{-0.25}) \quad (3)$$

Bharathan and Wallis [1]による dP/dz 測定値と式(3)および式(2)から$(1-\alpha)$を求め、式(1)から f_i を求めた。直径ごとに気相 Wallis パラメータ J_G^* で整理して最小二乗法で係数と指数を決め、係数と指数を無次元直径 D^* で整理して最小二乗法で次の f_i 相関式を導出した。

$$f_i = 0.236\,D^{*1.08} \exp(-1.98\,D^{*0.48}\,J_G^*) \quad (4)$$

式(4)において、$D^* = D/L$（L はラプラス長さ）であり、$D^{*0.48}J_G^* \fallingdotseq D^{*0.50}J_G^* = K_G^*$（気相 Kutateladze パラメータ）になる。式(4)による計算値 $f_{i,cal}$ と dP/dz 測定値および式(1)～(3)から求めた f_i との比較を図 1 に示す。高 J_G^* で f_i が小さくなると相対的な不確かさが大きくなること、f_i の下限値に 0.005～0.008 が使用されている[1]ことから、f_i ＜0.005 は対象外にした。

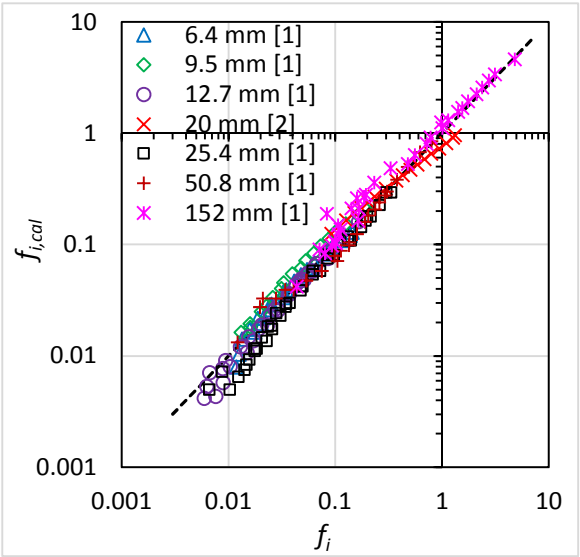


図 1　式(4)計算値 $f_{i,cal}$ と f_i との比較

3. 結論　直径 6.4 mm ≤ D ≤ 152 mm での空気・水系データを用いて、下端フラッディング状態における鉛直管内での界面摩擦係数 f_i の相関式を導出した。

参考文献

[1] D. Bharathan and G. B. Wallis, IJMF, 9 (4), 349-366, 1983.
[2] 合田頼人ほか, 原子力学会 2017 秋の大会, 1E19, 2017.

* Naoki Sano[1], Michio Murase[1], Toshiya Takaki[1], Koji Nishida[1], Raito Goda[2], Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe University

鉛直管内での気液対向流における界面摩擦 (2) 上端フラッディング

Interfacial Friction in Vertical Pipes under Countercurrent Flows (2) Flooding at the Top End

*村瀬 道雄[1]，高木 俊弥[1]，西田 浩二[1]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

鉛直管上端でフラッディング状態における管内での界面摩擦係数 f_i を対象にして、直径 D = 20, 50.8 mm での空気･水データと D = 20 mm、圧力 P = 0.6～4.1 MPa での蒸気･水データを用いて f_i の相関式を導出した。

キーワード：鉛直管，気液対向流，フラッディング，界面摩擦係数

1. 緒言　鉛直管内での気液対向流における流動状態は下端フラッディングと上端フラッディングとで大きく異なる。上端フラッディングでは、自由落下に近い薄い液膜流になり[1]、圧力勾配が小さく測定値の不確かさが大きいこともあり、界面摩擦係数 f_i に関する測定例が極めて少ない。本報告では、島村ら[2]による直径 D = 20 mm での壁面摩擦係数 f_w と f_i の測定値、Bharathan et al. [3]による D = 50.8 mm での圧力勾配 dP/dz の測定値、および Ilyukhin et al. [4]による D = 20 mm、圧力 P = 0.6～4.1 MPa での dP/dz の測定値から f_i を求め、f_i の相関式を導出した。

2. 評価の方法と結果　本報告では環状流モデルを使用する。気相に作用する力の釣合い式と全流体に作用する力の釣合い式から次式が求まる。

$$(dP_G/dz) = -\rho_G g - (f_i/2)\,\rho_G\,[J_G/\alpha - J_L/(1-\alpha)]^2\,(4/D\,\alpha^{1/2}) \quad (1)$$

$$(dP_T/dz) = -\{\,(\rho_L-\rho_G)\,(1-\alpha) + \rho_G\,\}g + (f_w/2)\,\rho_L\,[J_L/(1-\alpha)]^2\,(4/D) \quad (2)$$

気相と液相の見かけ流速（J_G と J_L）の関係は CCFL データから求めた。f_w には次式[2]を用いた。

$$f_w = \max\,(16/\mathrm{Re}_L,\ 0.079\ \mathrm{Re}_L^{-0.25}) \quad (3)$$

dP/dz の測定値と式(3)および式(2)から液相体積率$(1-\alpha)$を求め[1]、式(1)から f_i を求めた。直径と流体物性値ごとに気相 Wallis パラメータ J_G^* で整理して最小二乗法で係数と指数を求め、係数と指数を無次元直径 D^* で整理して次の f_i 相関式を導出した。

$$f_i = 9.1\times10^{-4}\ D^{*0.85}/J_G^{*\,(3.4/D^*0.31)} \quad (4)$$

$D^* = D/L$（L はラプラス長さ）である。気液密度比 ρ_G/ρ_L の補正を加えると式(4)より若干不確かさが小さくなる程度であり、現状では式(4)を推奨する。式(4)による計算値 $f_{i,c}$ と dP/dz 測定値および式(1)～(3)から求めた $f_{i,m}$ との比較を図 1 に示す。

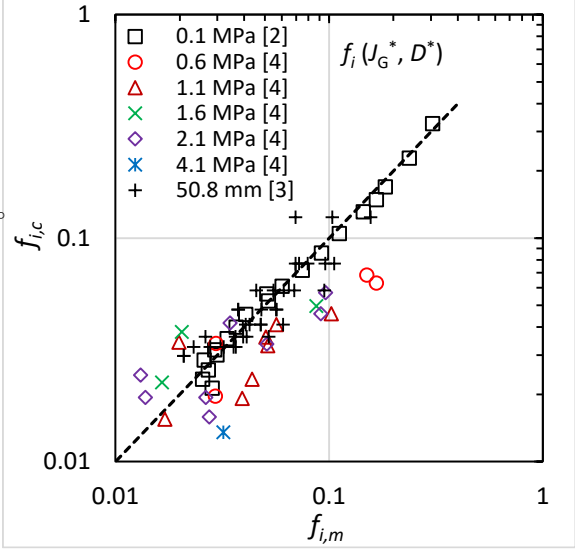


図 1　式(4)計算値 $f_{i,c}$ と $f_{i,m}$ との比較

3. 結論　直径 D = 20, 50.8 mm、圧力 P = 0.6～4.1 MPa での圧力勾配の測定値から、上端フラッディングにおける鉛直管内での界面摩擦係数 f_i の相関式を導出した。

参考文献

[1] 村瀬道雄ほか, 原子力学会 2019 春の年会, 1I13, 2019.
[2] 島村長幸ほか, 混相流シンポジウム 2018, D212, 2018.
[3] D. Bharathan et al., EPRI NP-786, 1978.
[4] Yu. N. Ilyukhin, et al., Teplofiz. Yys. Temp., 26 (5), 923-931, 1988.

* Michio Murase[1], Toshiya Takaki[1], Koji Nishida[1], Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe University

界面追跡法に基づく数値シミュレーションによる PWR 燃料集合体内気泡挙動の評価

Numerical Simulation of Bubble Behavior in PWR Rod Bundle by Interface Tracking Method

*吉田 啓之[1]，小野 綾子[1]，岡野 匡哲[2]，牧野 泰[2]
[1]原子力機構，[2]NDC

PWR における限界熱流束に影響することが考えられる気泡挙動の評価を目的として、PWR 燃料集合体内の気泡挙動の解析を，詳細二相流解析コード TPFIT を用いて実施した結果について報告する。

キーワード：PWR 燃料集合体，気泡流挙動，数値解析，TPFIT

1. 緒言　原子力機構では、原子炉熱設計において多くの費用と時間を必要とする大型試験への依存性を低下させるとともに、多様な条件での熱流動挙動の評価を可能とするため、界面追跡法による二相流解析コード TPFIT の開発・検証などを実施している[1]。本報では、PWR 燃料集合体内の気泡流挙動の評価、開発した解析手法の課題の抽出を目的として実施した解析の結果について報告する。

2. 数値解析　ここでは、必要な空間解像度と解析精度を確保した上で効率的な計算を実施するため、STAR-CCM+による単相流解析結果を気泡流解析の境界条件として用いた。図 1 に単相流解析で使用した、PWR 燃料集合体を模擬した 5×5 ロッドバンドルの計算体系を示す。解析では、ベーンの有無をパラメータとし、スペーサ形状については公開情報[2]を、乱流モデルは既存知見[3]をもとに設定した。また、図 1 中赤線で示される部分が気泡流解析領域であり、圧力は 15.4MPa、格子サイズは各方向とも約 0.5mm、サブチャンネル中心部から蒸気を注入することで系内に気泡流を形成させた。

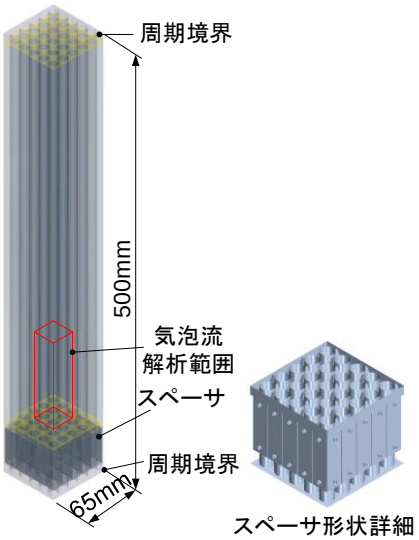
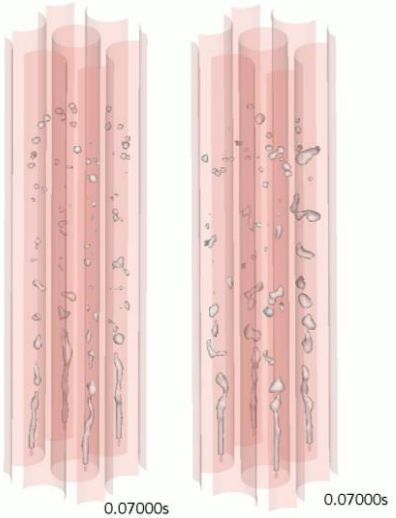


図 1 計算体系の概要

3. 解析結果　単相流解析結果を境界条件として用い、ノズルからの蒸気注入により燃料集合体中に形成された気泡流挙動の一例を図 2 に示す。また、ベーン無しに対してベーン有りの条件では形成される気泡径が大きく、これはベーンにより流路断面内に作られる流れによって、サブチャンネル中心部に気泡が集まったことによる。これより、PWR 燃料集合体内の気泡流挙動の評価に TPFIT が適用可能なことが確認できた。



(a) ベーン無し (b) ベーン有り
図 2 解析による 0.07 秒後の気泡挙動

本研究は、日本原子力研究開発機構の大規模並列計算機 SGI ICE-X を用いた成果です。

参考文献

[1] 吉田ら，日本原子力学会和文論文誌, 3, 3 (2004) , pp.233-241
[2] NRA/CSNI, “Report of the OECD/NEA KAERI Rod Bundle CFD Benchmark Exercises”(2013) .
[3] E. Baglietto, “Anisotropic turbulence modeling for accurate rod bundle simulations”, ICONE14-89646 (2006).

*Hiroyuki Yoshida[1], Ayako Ono[1], Masaaki Okano[2] and Yasushi Makino[2]
[1]JAEA, [2]NDC

機構論的流動解析手法による軽水炉燃料集合体内の大規模二相流シミュレーションの試み

Large-scale simulation on two-phase flow in the fuel assemblies of LWR by the mechanistically based method

*小野　綾子[1]，山下　晋[1]，鈴木　貴行[1]，吉田　啓之[1]
[1]JAEA

軽水炉燃料集合体同程度の長さの 4×4 バンドル体系において、JUPITER を用いた二相流解析を実施し、既存で報告されている二相流試験をもとに解析手法の妥当性検討および課題の抽出を行った。

キーワード：二相流、限界熱流束、軽水炉、界面追跡法、燃料集合体

1. 緒言

JAEA では、軽水炉燃料安全性評価で必須である限界熱流束(CHF)について、機構論に基づいた評価手法の確立を目指している。本研究では、CHF 評価で必要となるバンドル内の詳細二相流挙動評価手法を構築するために、JAEA で開発中の JUPITER を用い、実機相当寸法の 4×4 バンドルを対象とした二相流動解析を実施し、既存で報告されている二相流実験等の知見から解析手法の妥当性の検討、および課題の抽出を行った。

2. 解析条件

JAEA で所有する燃料集合体における二相流試験装置を対象とした解析を実施した。解析体系は、56 ㎜×56 ㎜×3500 ㎜の矩形流路であり、直径 10 ㎜の模擬燃料が 13 ㎜ピッチで 4×4 に正方配列されている。メッシュ幅は 1 ㎜とし、総格子数は約 1000 万格子である。気体の見かけ速度 j_g=0.021~2.061 m/s の範囲で、水の見かけ速度 j_ℓ=0.01~0.10 m/s の範囲で、Mishima ら[1]による流動図の Bubbly(Case-1, -4), Slug(Case-2, -5), Churn(Case-3, -6)領域で解析した。解析は断熱条件で行った。

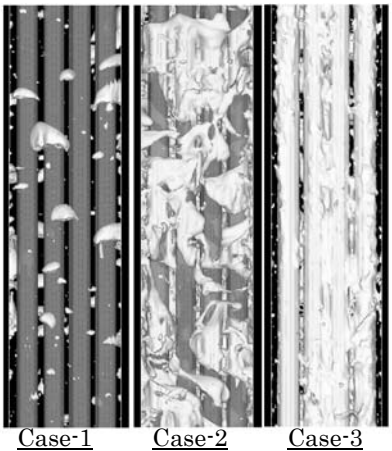


図 1 解析結果（瞬時の流況）

3. 解析結果

図 1 に、Bubbly, Slug, Churn に相当する 3 ケースについて瞬時の流況を示す。Case-2 では、大気泡がサブチャンネル間にまたがって存在し、Slug 領域特有の cap bubble は観察されなかった。Mizutani ら[2]は、模擬燃料集合体を設置した矩形流路内の二相流において流動マップを提案し、Cap bubble を生じるような Slug 領域は観察されないことを報告しており、本解析結果と概ね一致する。一方で、Churn 領域条件で実施された Case-3 は、既に液膜噴霧流となっており、本解析での解像度の粗さのため気相の接合が促進された可能性がある。

4. 結論

今後は、バンドル体系における二相流実験データと流況の比較を詳細に行うことで、解析手法の高度化を図るとともに、解像度の影響を調査する。

参考文献 [1] K. Mishima et al., Int. J. Heat Mass Transf., Vol.27, No.5, pp.723-737 (1984). [2] Y. Mizutani et al., J. Nuc. Sci. and Tech., Vol.44, No.6, pp.894-901 (2007).

---

*Ayako Ono[1], Susumu Yamashita[1], Takayuki Suzuki and Hiroyuki Yoshida[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 12, 2019 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[2F05-09] Fast Reactor Thermal Hydraulics 1

Chair:Masahiro Furuya(CRIEPI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2F05] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(10)Development of coupling method for basic modules in multi-level simulation system

*norihiro doda[1], kenji yokoyama[1], masaaki tanaka[1], takashi takata[1], hiroyuki ohshima[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2F06] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(11)Development of physical models related to severe accident analysis

*Mitsuhiro Aoyagi[1], Masateru Sonehara[1], Akihiro Uchibori[1], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2F07] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(12)Fundamental experiment on sodium-concrete reaction (second report)

*Shin Kikuchi[1], Nobuyoshi Koga[2], Akikazu Kurihara[1], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1. JAEA, 2. Hiroshima Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2F08] Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(13)Experimental study on aerosol transport behavior using the multi-cell facility

*Ryota Umeda[1], Akikazu Kurihara[1], Shin Kikuchi[1], Norihiro Kikuchi[1], Takata Takashi[1], Ohshima Hiroyuki[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2F09] Coupled Neutronics and Thermalhydraulics of Molten Salt Fast Reactor

*Hiroyasu MOCHIZUKI[1,3], Michio YAMAWAKI[2,3] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. The University of Tokyo, 3. BERD)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発
(10)マルチレベルシミュレーションシステムにおける基本モジュールの連成手法の整備

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

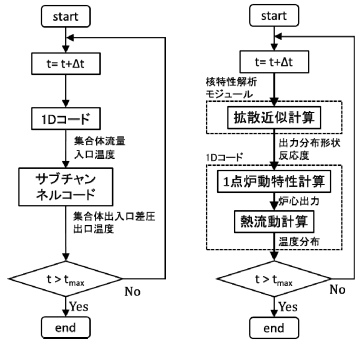
(10) Development of coupling method for basic modules in multi-level simulation system

*堂田 哲広，横山 賢治，田中 正暁，髙田 孝，大島 宏之

原子力機構

ナトリウム冷却高速炉（SFR）の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報では、SFR の設計オプションに柔軟に対応し、設計で想定される運転状態に対して高効率解析から高精度な現象予測解析までを 1 つのシステムで実行できるマルチレベルシミュレーションシステムの炉内熱流動解析モジュール及び核特性解析モジュールの連成手法の整備について報告する。

1. 緒言　マルチレベルシミュレーションシステムは、SFR の設計オプションに柔軟に対応し、設計で想定される運転状態に対する高効率なプラント挙動解析と高精度な局所現象解析を統合して 1 つのシステムで実行することを目的としている。前報[1]では本システムのベースとなるプラント動特性コード Super-COPD[2]（1D コード）と多次元熱流動解析コード ANSYS Fluent（CFD コード）の連成手法（シーケンシャル Two-way 法に基づくデータ同期による 1D-CFD 連成）を構築し、その妥当性を評価した。本報では、1D-CFD 連成手法を適用し、1D コードと炉内熱流動解析モジュール（サブチャンネル解析コード：ASFRE[3]）の連成手法及び 1D コードと核特性解析モジュール（3 次元核計算コード：MARBLE[4]）の連成手法を整備した。



(a)1D-サブチャンネル連成手法　(b)核-熱連成手法

図 1　コード間のデータ同期

2. 連成手法の整備

2-1. 1D-サブチャンネル連成手法　炉心全体の熱流動を 1D コードで、任意の燃料集合体内の熱流動をサブチャンネル解析コードで解析し、図 1(a)に示すように連成させた。図 2 に示す SFR の燃料集合体を簡略化した燃料ピン 7 本のワイヤーラップ型燃料集合体 7 体の炉心体系を対象に、炉心全体を 1D コード、中心集合体のみを炉内熱流動解析モジュールで解析する連成解析を行った。解析条件は燃料集合体間の径方向熱移行が顕著となるよう炉心出力及び炉心流量を定格運転時の 3%相当に設定し、かつ中心集合体の出力を周辺集合体の+33%に設定した。本連成手法の妥当性を確認するため、同体系を 1D コードのみで解析した結果と比較した。図 3 に中心と周辺の燃料集合体の発熱上端高さにおける温度分布の解析結果を示す。連成解析の結果が 1D 解析の結果と概ね一致し、本連成手法の妥当性を確認した。

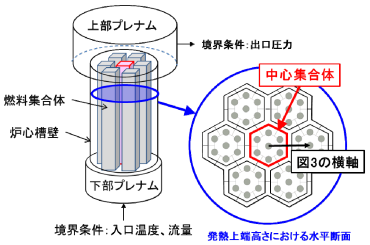


図 2　1D-サブチャンネル連成の解析体系

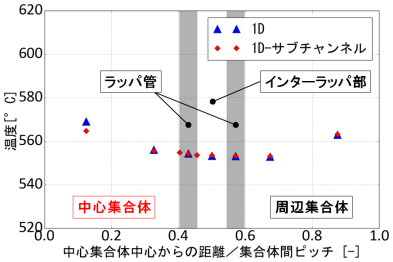


図 3 中心と周辺の燃料集合体の発熱上端高さにおける温度分布

2-2. 核-熱連成手法　図 1(b)に示すように 1D コードと 3 次元核計算コードを連成させた。EBR-II 試験解析（ULOF 模擬）を行い、1D 解析の結果との比較から本連成手法で多次元効果を考慮した解析が実施できることを確認した。

3. 結論　SFR の炉心部に着目し、1D-サブチャンネル及び核-熱連成手法を整備した。本システムの総合的な妥当性評価のため、これまでに整備した 1D／CFD／サブチャンネル／核による連成解析を実施する。

＊本報告はエネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 30 年度「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

参考文献　[1] 堂田他, 原学会 2018 年秋の大会, 1I08.　[2] 山田他, Nuclear Technology, 188(3), pp.292-321, 2014.
[3] 菊地他, J. Nucl. Eng. Rad. Sci., 5: 021001-1, 2019. [4] 横山他, Ann. Nucl. Energy, Vol.66, pp.51-60, 2014.

*Norihiro Doda, Kenji Yokoyama, Masaaki Tanaka, Takashi Takata and Hiroyuki Ohshima

Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 （11）シビアアクシデント関連モデルの整備

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(11) Development of physical models related to severe accident analysis

*青柳 光裕[1]，曽根原 正晃[1]，内堀 昭寛[1]，髙田 孝[1]，大島 宏之[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報では、シビアアクシデント時の炉内／炉外事象を統一的に扱うマルチシナリオシミュレーションシステムの開発の一環として、散逸粒子動力学（DPD）を用いた溶融燃料挙動の検討等、ツールに組み込む物理モデルの抽出、開発を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント解析、炉内事象、炉外事象

1. 緒言　ナトリウム（Na）冷却高速炉の設計最適化・革新技術開発を支える安全基盤技術の一つとしてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムを開発している。このうちマルチシナリオシミュレーションシステムは、シビアアクシデント時の様々な炉内／炉外事象を統一的に解析することを目的としている。これまでの開発では、炉内・炉外の各基本モジュールの構築及び妥当性確認を実施している[1]。本報では、各基本モジュールへ組み込む物理モデルの整備について報告する。

2. シビアアクシデント関連モデルの整備

2-1. 炉内側　溶融燃料挙動を模擬するため、粒子法の中でも計算負荷の軽い散逸粒子動力学（DPD, Dissipative Particle Dynamics）法[2]を採用し、コード開発を行った。試解析として、仮想的な一辺 20 m の立方体空間において、上方から 4 個/10step の速度で流体粒子を供給し、流体の落下・堆積を模擬した解析結果を図 1 に示す。1 ステップ当り 10 ms、総ステップ数は 4000 とした。流体粒子がジェット状に流下し、初期流体粒子と共に床面にプールを形成する挙動を模擬できた。

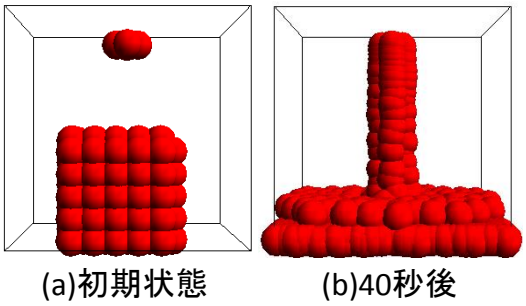


図 1　DPD 法の試解析結果（描画粒子サイズは粒子間相互作用の影響範囲を示す）

2-2. 炉外側　重要な炉外事象の一つである Na-コンクリート反応について、CONTAIN-LMR コード[3]から当該物理モジュールを抽出し、炉外基本モジュールへ組み込んだ。本物理モジュールでは、Na-コンクリート接触界面で生じる化学反応、物質と熱の移行、コンクリートの浸食量を評価する。下側よりコンクリート層、Na 層、雰囲気層が存在する体系を設定し、コンクリート床面の浸食深さを評価した結果を図 2 に示す。侵食深さは抽出元 CONTAIN-LMR コードの結果と一致し、組み込みが妥当であることを確認した。

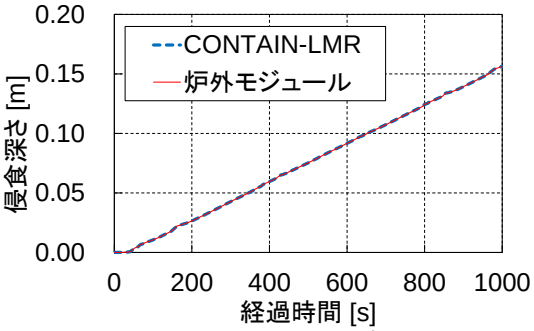


図 2　Na-コンクリート反応による侵食深さの時間変化比較

3. 結言　炉内事象モジュールについては、粒子法（DPD 法）を用いたコード開発を行い、試解析の結果、流体の落下・堆積が模擬できることを確認した。炉外事象モジュールについては、Na-コンクリート反応に関連する物理モジュールを CONTAIN-LMR コードから抽出し、炉外基本モジュールへ組み込むとともに、その組込が妥当であることを確認した。

＊本報告は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 30 年度「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

参考文献

[1] 内堀他, 原学会 2018 年秋の大会, 1I09.　[2] P. Espanol, P. Warren, Europhysics Letters, Vol.30, pp.191-196, 1995.
[3] A. J. Suo-Anttila, Sandia National Laboratories, NUREG/CR-3379 SAND83-7114, 1983.

* Mitsuhiro Aoyagi[1], Masateru Sonehara[1], Akihiro Uchibori[1], Takashi Takata[1] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 （12）ナトリウムーコンクリート反応基礎試験（第二報）

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor

(12) Fundamental experiment on sodium-concrete reaction (second report)

*菊地　晋[1]，古賀　信吉[2]，栗原　成計[1]，高田　孝[1]，大島　宏之[1]

[1]原子力機構，[2]広島大学

ナトリウム(Na)冷却高速炉(SFR)の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報告では解析コードの V&V に資するため、SFR の固有事象であり、安全評価上重要となる Naーコンクリート反応に関する基礎試験及び試験後分析の結果について述べる。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、ナトリウムーコンクリート反応、熱分析

1. 緒言

ナトリウム(Na)冷却高速炉(SFR)の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。このシミュレーションシステムの V&V を適切に実施するには、信頼性を確保した実験知見やデータベースの構築が必要不可欠である。本報告では、SFR 固有事象である Naーコンクリート反応現象を解明するため、高速炉構造コンクリート表層部に断熱材として敷設されるパーライトコンクリートの主成分であるカルシウム化合物と Na の反応に係る基礎試験及び試験後分析の結果について述べる。

2. 実験方法

前報[1]では、アルゴン(Ar)雰囲気で満たされたグローブボックス(GB)内に設置された DSC（示差走査熱量測定）装置に、試薬として炭酸カルシウム($CaCO_3$)の粉末と Na を設置した Na-$CaCO_3$ 反応試験を実施した。その結果、DSC 曲線に複数の発熱ピークが出現し、反応が多段的に進行する傾向が確認された。このため、試験後の反応速度論評価を容易にするには、単一の発熱ピークが出現する、単一段階の反応進行が得られることが望ましい。また、反応界面の分析に供することができる試料形状が反応機構を議論するには有益である。そこで、本報告では、粉末の $CaCO_3$ からペレットを成型し、その上面に初期に全量が反応するように少量の Na を設置した熱分析を実施した。

3. 結果及び考察

図 1 に昇温速度 2.5～10 K/min における Na-$CaCO_3$ ペレット反応の DSC 曲線を示す。各昇温速度において、約 724～782K において単一の発熱ピークが確認でき、前報の粉末形状のサンプルを用いた試験の第 1 発熱ピークと概ね一致した。また、このピークは昇温速度の上昇に伴い高温側へシフトしたため、Kissinger 法[2]による速度論評価を実施した。評価の結果、ペレット形状のサンプルを用いた場合の反応温度領域での反応速度定数は、粉末形状を用いた場合よりも既往知見[3]により近づくことを確認した。また、試験後ペレットの反応界面を分析した結果、反応が 1 次元的に進行していることが分かり、反応進行モデルの検討に資する結果が得られた。

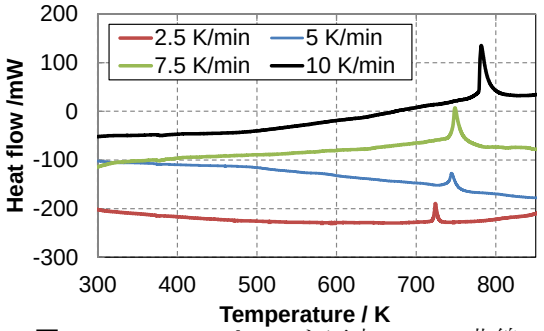


図 1　Na-$CaCO_3$ ペレット反応の DSC 曲線

4. 結言

Naーコンクリート反応現象を解明するための基礎試験として、$CaCO_3$ ペレットと Na との反応を対象とした熱分析試験を実施し、速度論評価が容易となる単一な発熱ピークを得ることができた。また、速度論評価の結果、既往知見と概ね一致することを確認した。さらに、試験後の反応界面分析等から、1 次元的に反応が進行する結果が得られた。＊本報告は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が平成 29 年度までに実施した「革新的ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・マルチシナリオプラントシミュレーションシステム技術の研究開発」の成果です。

参考文献

[1]菊地他, 原学会 2018 年秋の大会, 1I12. [2] Kissinger HE. ,Anal Chem 29 (11) (1957) 1702-1706.
[3] Suo-Anttila AJ.;NUREG/CR-3379 (1983).

*Shin Kikuchi[1], Nobuyoshi Koga[2],Akikazu Kurihara[1], Takashi Takata[1], Hiroyuki Ohshima[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Hiroshima University,

ナトリウム冷却高速炉におけるマルチレベル・シナリオシミュレーション技術開発 （13）多セル区画実験装置を用いたエアロゾル移行挙動実験

Development of multi-level, multi-scenario simulation systems for sodium cooled fast reactor
(13) Experimental study on aerosol transport behavior using the multi-cell facility

*梅田　良太[1]，栗原　成計[1]，菊地　晋[1]，菊地　紀宏[1]，髙田　孝[1]，大島　宏之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ナトリウム（Na）冷却高速炉の安全基盤技術としてマルチレベル・シナリオシミュレーションシステムの開発を進めている。本報告では、Na燃焼解析コードのV&Vの一環として、Na漏えい時の燃焼生成エアロゾルの移行挙動を把握するため、模擬粒子を用いた移行挙動実験の結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，ナトリウム漏えい，ナトリウム燃焼，エアロゾル移行挙動

1. 緒言　Na 冷却高速炉において高温の液体 Na が漏えいした場合、燃焼により生成したエアロゾルが空調用ダクト等を介して他の区画(セル)へ移行することで、制御機器等に悪影響を及ぼす可能性がある。本報告では、多セル（2 セル）における燃焼生成エアロゾルの移行挙動の V&V に資する個別要素実験として、模擬粒子を用いた移行挙動の測定を行った。

2. 実験手法　前報[1]では、エアロゾルを模擬した粒子の対流通気による物質移行を把握するため、自然対流でのスケール則を検討し、複数の貫通部で連結された多セル内での温度や模擬粒子の沈降・沈着量等を計測可能な多セル区画実験装置を設計製作した（図 1）。本報告では、2 セル、貫通部の連通管、計測機器及び模擬粒子を発生させるエアロゾルジェネレーター等で構成される当該装置を用いて、模擬粒子の 2 セル間における移行挙動を把握する実験を実施した。模擬粒子は、基準セル側の底面中央に設置した噴出ノズル（φ6 mm）から供給した。また、模擬粒子の平均粒径は、燃焼生成エアロゾルの性状計測結果[2]に基づき約 1 μm、模擬粒子の密度は、燃焼生成エアロゾルの成分種である Na 酸化物と同等の約 2.2 g/cm^3 とし、これらの条件を満足するシリカの粒子を採用した。また、模擬粒子のセル間移行挙動把握の一助とするため、各々のセル内の床面に沈降する模擬粒子を計測するためにアルミ皿（φ8 mm）を多数配置した。

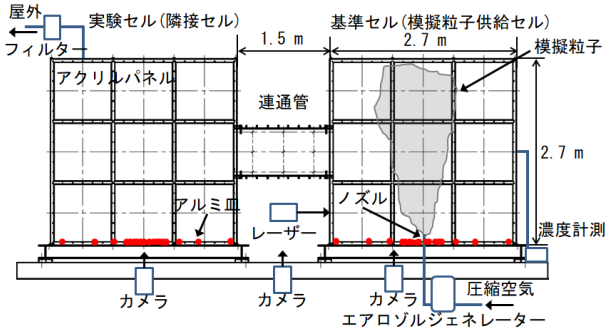


図1　多セル区画実験装置の全体系統図

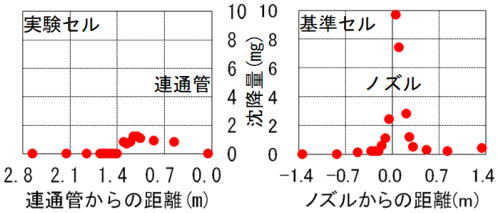


図2　セル内の床面沈降量分布

3. 実験結果　図 2 に模擬粒子が各々のセル内床面に沈降した沈降量の分布を示す。基準セル側では噴出ノズルを中心に径方向（セル側壁）に向かい沈降量は減少した。実験セル側では基準セルとの連通管を介して模擬粒子が移行し、連通管出口部（0.0 m）からセル中央部（1.4 m 付近）の範囲で有意な沈降量が計測され、2 セル間における模擬粒子の移行挙動を確認した。

4. 結言　多セル区画実験装置を使用して、模擬粒子の沈降分布、移行挙動を確認し、Na 燃焼解析コードの V&V に資するデータを取得できる見通しが得られた。

*本報告は、エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 30 年度までの成果です。

参考文献 [1] 栗原他，原学会 2018 年秋の大会，1I10. [2] 出口他，原学会 2018 年秋の大会，1I11.

*Ryota Umeda[1], Akikazu Kurihara[1], Shin Kikuchi[1], Norihiro Kikuchi[1], Takashi Takata[1] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

溶融塩高速炉の核熱結合特性

Coupled Neutronics and Thermalhydraulics of Molten Salt Fast Reactor

*望月 弘保[1,3], 山脇 道夫[2,3]

[1] 東京工業大学, [2] 東京大学, [3] 次世代エネルギー研究・開発機構

溶融塩高速炉は一般的に負の温度反応度係数とボイド反応度係数を有している。福島事故の引き金になった全交流電源喪失やその他の大きな過渡変化に対して、溶融塩高速炉がどのように応答するかをこれまでに明確になっている溶融塩燃料の物性値と反応度係数を用いて 2 つのシステムコードによって解析した。

キーワード：溶融塩高速炉、全交流電源喪失、核熱結合、温度反応度係数、固有の安全性

1. 緒言：我が国では、これまで溶融塩炉を対象とした研究をほとんど実施して来なかった。しかしながら、溶融塩高速炉は、炉構造と溶融塩燃料の種類を適切に選択することにより、従来のナトリウム冷却高速炉が達成することが難しかった高い固有の安全性と、TRU の消滅を効率よく達成できる可能性を有している。本研究では、FLiNaK や塩化物溶融塩[1]燃料を用いた炉心の過渡応答を、1 次元システムコード NETFLOW++ と RELAP5-3D を用い核熱結合解析で確認する。

2. システム解析：想定している溶融塩炉システムを図 1 に示す。炉心は円筒状で内部構造物を有していない。炉心寸法は、直径 2m 高さ 2m で、出力密度 100kW/*l* とした。上部に PRACS 用の DHX が設けられた IHX は 6 基を想定している。ポンプはホットレグに設けており、炉心から IHX に流れ込む溶融塩燃料の温度を均一にする。炉心上部には、安全用と出力制御を可能にする制御棒を数本設けている。解析モデルを図 2 に示す。温度反応度係数は、試計算で-7pcm Δ k/k/K 程度である。ドプラー反応度は無視した。また、NETFLOW++の塩化物溶融塩燃料の物性値は Nelson 等[2]の報告結果を利用し、RELAP5-3D では、現時点で利用可能な FLiNaK を用いて解析する。動特性パラメータは JENDL-4.0 を採用した。全交流電源が喪失した場合は、図 3 に示す RELAP5 の結果のように、炉心温度が上昇することで負の反応度が投入され、制御棒が挿入されなくても炉出力は崩壊熱レベルまで低下する。NETFLOW++の結果もほぼ同一である。沸点は約 1600K 以上であり、沸騰することはない。ポンプ 1 台トリップ事象では、炉心温度が数 K 上昇することによって負の反応度が投入され、出力が約 5/6 になって安定する。大きな正の反応度がステップ的に投入される事象でも、初期温度からの温度上昇により幾分高い出力に安定移行する。

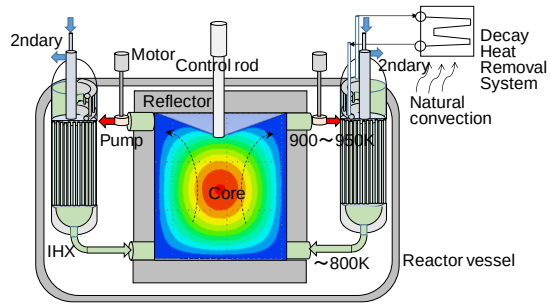


図 1　溶融塩高速炉概念図

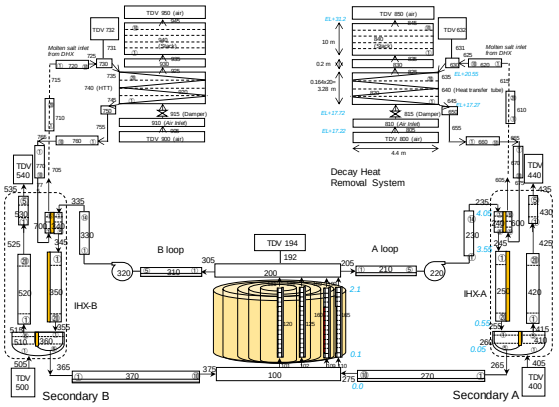


図 2　溶融塩炉解析モデル

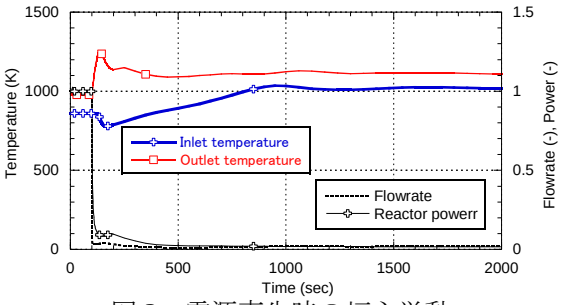


図 3　電源喪失時の炉心挙動

3. 結論：解析体系の溶融塩高速炉では、大きな過渡変化が炉心に加えられた場合、炉心温度が上昇することによって負の反応度が印加され、制御棒を用いることなく原子炉は安全な出力レベルに安定する固有の安全性を有している事が分った。今後評価結果を正確にするためには、正確な流体物性値とコードの物性値変更が必要である。

参考文献：[1] Yamawaki, M. and Koyama, T., Journal of Nuclear and Radiochemical Sciences, 16, (2016), pp. 1-4.
[2] Nelson et al., Nuclear Applications, 3, (1967), pp. 540-547.

*Hiroyasu Mochizuki[1,3] and Michio, Yamawaki[2,3]

[1] Tokyo Institute of Technology, [2] The University of Tokyo, [3] Beyond Energy Research & Development Association

General Meeting

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[2F_GM] 「熱流動部会」第53回全体会議

[2F_GM] General Meeting

General Meeting

[2F_GM] 「熱流動部会」第53回全体会議

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room F (Common Education Bildg. 2F C21)

[2F_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session 1 - Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors, Thermal-Hydraulics Division, Computational Science and Engineering Division

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[2F_PL] Evaluation of Critical Heat Flux of Nuclear Reactor, Present and Future

Chair:Tomio Okawa(UEC)

[2F_PL01] Outline of Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors

*Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA)

[2F_PL02] Current Evalution Method of CHF in Light Water Reactor

CHF Correlations

*Tadakatsu Yodo[1] (1. MHI)

[2F_PL03] Current Evalution Method of CHF in Light Water Reactor

Subchannel Analysis

*Yuki Narushima[1] (1. Hitachi)

[2F_PL04] Research for Mechanistic Evaluation Method of CHF

DNB

*Ayako Ono[1] (1. JAEA)

[2F_PL05] Research for Mechanistic Evaluation Method of CHF

Film Dryout

*Kenichi Katono[1] (1. Hitachi)

2019年秋の大会

合同セッション1（「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会，
熱流動部会，計算科学技術部会）

原子炉における限界熱流束評価の現状とこれから

Evaluation of Critical Heat Flux of Nuclear Reactor, Present and Future

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会の概要

Outline of Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors

*吉田 啓之[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

原子炉設計における燃料の限界熱流束評価は、炉心の熱的余裕ひいては安全を確保する上で最も重要な項目の一つである。燃料の限界熱流束は燃料集合体構造等に大きく依存するため、実際の燃料形状及び使用環境条件を模擬した大規模試験により関連データを取得している。しかしながら、そのような試験は多大な費用と期間を必要とし、試験実施可能な国内外の主要施設が限定的で活用が容易でないことなどから、大規模試験に依存しない限界熱流束評価のための技術開発が望まれている。

近年、計算機性能の飛躍的向上及び数値解析技術の進展により、沸騰二相流現象に対する詳細な数値シミュレーションが実現され始めている。また、新しい熱流動計測技術の開発が進められており、限界熱流束条件下での詳細な二相流動計測によりその現象が把握されつつある。このような数値シミュレーション技術及び計測技術の体系的統合を段階的に進めることで、将来的には限界熱流束評価に適用できる数値シミュレーション技術の開発が期待される。このような技術が開発できれば、最終的には大規模試験への依存度が軽減されるほか、事故時のような過渡事象時の評価が可能となることが想定される。

このような状況を受け、熱流動部会及び計算科学技術部会の御協力の下、平成30年12月に研究専門委員会が設置された。本報告では、本研究専門委員会の概要を示すとともに、これまでの活動内容について紹介する。

2. 「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会の概要

本研究専門委員会は、国内の原子炉メーカー、燃料メーカーからの参加者を含む22名の委員で構成される。限界熱流束の評価に関しては、これまでに多くの研究がなされている。そこで本研究専門委員会の活動では、これまでの膨大な研究から既存の評価方法やデータベースなどに関しての調査を行うとともに、限界熱流束に関連する重要パラメータの抽出、数値解析と実験計測の観点からの現状技術や潜在的に実用可能な技術の整理を行い、将来的な限界熱流束評価技術の構築に向けて必要な知見の整理を行うこととし、これまでに3回（平成31年2月、平成31年4月、令和元年8月）の会合を実施した。これらの議論の一部については、本合同セッションにおいて講演が行われる予定である。このような議論を通して、原子炉における機構論的限界熱流束評価技術に必要な研究課題を提示することを本研究専門委員会の最終的な目標としている。

3. まとめ

平成30年12月に発足した「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会の概要について紹介した。発足後、3回の会合を実施しており、電気通信大学の大川主査のもと、限界熱流束評価について活発な議論が行われている。本研究専門委員会は、産官学の連携のもと活動が行われており、多くの若手研究者が活動の中心となっていることにも特徴があると考えている。会員各位のサポートと、御興味のある研究者の方々の積極的な参加をお願いする。

---

*Hiroyuki Yoshida[1]

[1]JAEA

2019年秋の大会

合同セッション 1（「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会，
熱流動部会，計算科学技術部会）

原子炉における限界熱流束評価の現状とこれから
Evaluation of Critical Heat Flux of Nuclear Reactor, Present and Future

軽水炉設計における CHF 評価手法の現状 (1) CHF 相関式

Current Evaluation Method of CHF in Light Water Reactors (1) CHF correlations

*淀 忠勝 [1]
[1] 三菱重工業

1. はじめに

軽水炉の熱水力設計は、通常運転時及び異常な過渡変化時における燃料被覆管の熱除去を安定に維持する事を目的としている。沸騰水型の BWR では、燃料被覆管周囲の流動が環状流から液膜消失状態に遷移する「ドライアウト」の防止を熱水力設計の判断基準の一つにしている。一方、加圧水型の PWR では、核沸騰状態から膜沸騰状態に遷移する「DNB（Departure from Nucleate Boiling）」の防止を判断基準の一つにしている。ドライアウト/DNB が生じると燃料被覆管表面の熱伝達が不十分となり燃料棒が過熱損傷に至る可能性があるため、ドライアウト/DNB を適切に予測することが重要となる。軽水炉ではこの予測のために種々の実験データに基づく CHF 相関式を用いる。本報告では、国内既設炉で適用している CHF 相関式について紹介する。

2. BWR のドライアウト予測手法

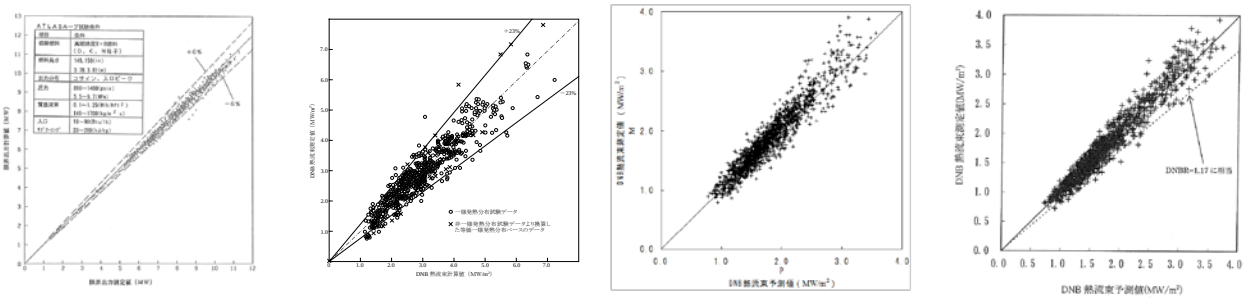
BWR では、ドライアウトの予測のために、沸騰遷移が生じる限界出力に達した場合の限界クオリティと沸騰開始点からの距離である沸騰長で整理する方法が採用されている。現在の BWR ではドライアウト予測に用いられている GEXL 相関式[1][2]及び沸騰遷移相関式[3]は、限界熱流束を適切に予測することが可能である。図 1(a)に代表として、GEXL 相関式の予測図を示す。

3. PWR の DNB 予測手法

PWR では、圧力条件に応じて DNB 予測のための CHF 相関式を使い分けている。主蒸気管破断事故などの一部の低圧事象の安全解析に用いる W-3 相関式[4]は、単管 DNB 試験データに基づいて開発され、その後、管群補正などを考慮して実機に適用されている。通常運転を含む高圧条件に適用可能な NFI-1 相関式[5]と MIRC-1 相関式[6]は、W-3 相関式よりも高精度な DNB 予測を目的に管群 DNB 試験データに基づいて開発された相関式である。図 1(b)～(d)に示す通り、PWR の CHF 相関式は試験測定値を適切に予測可能である。

参考文献

[1] 日立製作所, 「沸騰水型原子力発電所　原子炉の熱特性評価法（GETAB）について」, HLR-007 訂 4, 平成 9 年.
[2] 東芝, 「沸騰水型原子力発電所 GETAB の概要」, TLR-009 改訂 4, 平成 10 年.
[3] 原子燃料工業, 「BWR の熱的余裕評価手法について」, NLR-04 改訂 2, 平成 10 年.
[4] 三菱重工業 , 「DNB 相関式について」, MAPI-1029 改 3, 平成 16 年.
[5] 原子燃料工業, 「原燃工新 DNB 相関式（NFI-1）について」, NFK-8087 改 2, 平成 19 年.
[6] 三菱重工業, 「三菱新 DNB 相関式（MIRC-1）について」, MAPI-1075 改 4, 平成 18 年.



(a) GEXL 相関式[1][2]　(b) W-3 相関式[4]　(c) NFI-1 相関式[5]　(d) MIRC-1 相関式[6]

図 1. 各相関式の予測値と試験測定値の比較

*Tadakatsu Yodo[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

2019年秋の大会

合同セッション 1（「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会，
熱流動部会，計算科学技術部会）

原子炉における限界熱流束評価の現状とこれから

Evaluation of Critical Heat Flux of Nuclear Reactor, Present and Future

軽水炉設計における CHF 評価手法の現状 (2) サブチャンネル解析

Current Evaluation Method of CHF in Light Water Reactors (2) Subchannel analysis

*成島 勇気 [1]

[1] 日立製作所

1. はじめに

軽水炉の熱水力設計は、通常運転時及び異常な過渡変化時における燃料被覆管の熱除去を安定に維持する事を目的としている。沸騰水型の BWR では、燃料被覆管周囲の流動が環状流から液膜消失状態に遷移する「ドライアウト」、加圧水型の PWR では、核沸騰状態から膜沸騰状態に遷移する「DNB（Departure from Nucleate Boiling）」の防止を判断基準の一つにしている。軽水炉の熱水力設計で重要な CHF 評価は、炉心内の個々の燃料棒を対象に実施する必要があり、このためにはこれらの燃料棒を取り囲む局所的な冷却材条件が必要とされる。軽水炉ではこの冷却材条件をサブチャンネル解析によって評価する[1]。

2. サブチャンネル解析

サブチャンネル解析は、水路(チャンネル)を複数の小水路(サブチャンネル)に分割して、サブチャンネル間の横流れを考慮しながら、冷却材の質量、運動量、エネルギーに関する保存則を解くことで、炉心、及び燃料集合体内の 3 次元的な冷却材挙動を評価する手法である。

3. BWR のドライアウト予測手法

BWR のサブチャンネル解析では、図 1 の通り燃料集合体内において燃料棒 4 本で囲まれた小水路をサブチャンネルとして、水・蒸気の二流体、もしくは液滴・液膜・蒸気の三流体について保存則を解き、ドライアウトを評価する。ドライアウトの判定には、各サブチャンネルに対して CHF 相関式を用いる手法、及び三流体モデルでは液膜の消失をもって、解析的にドライアウトを評価する手法が用いられる。

4. PWR の DNB 予測手法

PWR のサブチャンネル解析では、図 2 の通り炉心全体を燃料集合体単位で計算する第 1 段階、高温集合体内を 1/4 に分割して計算する第 2 段階、高温 1/4 集合体内をサブチャンネル単位で計算する第 3 段階の 3 つの段階に分けて計算を行う。DNB の判定には、各サブチャンネルに対して CHF 相関式を用いる。サブチャンネル解析コードは、PWR の典型的な集合体出力分布を模擬した 5x5 管群試験に対して、出口温度測定値と解析が良く一致することが確認されている。

参考文献

[1]秋山守, 有冨正憲, 「新しい気液二相流数値解析 - 多次元流動解析 -」, コロナ社, 2002 年.

[2]日本原子力学会熱流動部会編, 「気液二相流の数値解析」, 朝倉書店, 1998 年.

[3]三菱重工業, 「改良統計的熱設計手法について」, MHI-NES-1009 改 2, 平成 21 年.

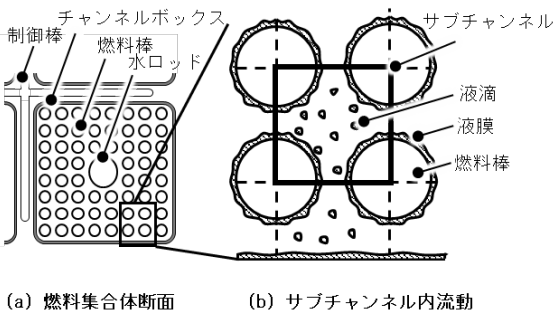


図 1. BWR のサブチャンネル解析[2]

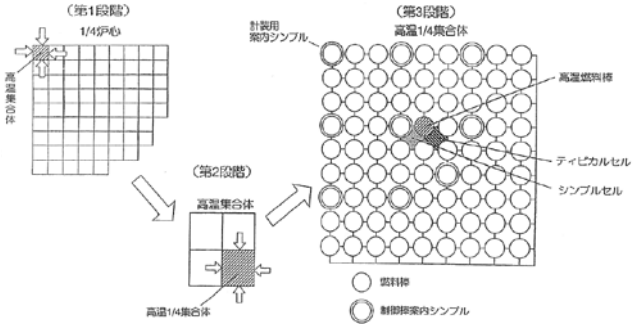


図 2. PWR のサブチャンネル解析[3]

*Yuki Narushima[1]

[1]Hitachi, Ltd.

2019年秋の大会

合同セッション１（「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会，
熱流動部会，計算科学技術部会）

原子炉における限界熱流束評価の現状とこれから

Evaluation of Critical Heat Flux of Nuclear Reactor, Present and Future

限界熱流束の機構論的評価に向けた研究

（1） DNB

Review of Studies on the Mechanism of Critical Heat Flux

(1) DNB

*小野 綾子 [1]

[1] 原子力機構

1. はじめに

沸騰冷却は、非常に高い除熱特性を有するため、軽水炉をはじめとする各種高熱流束機器の冷却に用いられており、汎用性の高い冷却技術であるが、最大の問題は除熱限界が存在するということである。1934 年、抜山は大気圧の飽和プール沸騰において金属細線を伝熱体とした実験[1]により、熱流束に対する細線の表面過熱度の関係を調べ、沸騰過程の全貌を明らかにするとともに、沸騰伝熱に除熱の限界（限界熱流束、Critical Heat Flux: CHF）が存在することを示した。CHF を超えると核沸騰から遷移沸騰へと瞬時に移行し（Departure from Nucleate Boiling: DNB）、発熱体の温度はその融点を超え、溶融・破損（バーンアウト）に至る。本発表では、DNB 型の CHF について、そのメカニズムに関する過去の研究を俯瞰し、今後取り組むべき課題について触れる。

2. 困難な現象解明

図 1 は、直径 8 ㎜の上向き伝熱面における飽和沸騰の様相である。DNB に至る直前まで、表面を覆う伝熱面と同程度の蒸気塊が形成と離脱を繰り返す。そして、何の前触れもなく、突然 DNB に至る。そこで、多くの研究者が蒸気塊下の気液の挙動が DNB の発生に関与していると考え、伝熱面ごく近傍の気液挙動について調べるようになった。蒸気塊が離脱した後は、数μm のキャビティ（伝熱面表面の微細な孔であり気泡生成の核となる）から最初の気泡（一次気泡）が発生し、これらが互いに接合することで、再び数 cm の蒸気塊が伝熱面上に形成される。この蒸気塊の下には数十μm の液に富んだ層があることが確認されている[2]。蒸気塊下の気液挙動は一次気泡の発泡挙動に大きく影響されるため、この挙動を把握し DNB の発生原因を解明するためには、数 ms 以下およびμm オーダーの高速かつ微細な気液挙動を捉える計測手法が必要とされる。また、これらの気液挙動には、流体の物性、伝熱面の物性、流体と伝熱面の組合せ（濡れ性）、伝熱面の幾何形状、方向および性状等、非常に数多くの物理量が関与する。これらの高速かつ微細な気液挙動をとらえることの困難さや関与する物理量の多さが、長年にわたり DNB を引き起こす現象の解明を阻んできた。

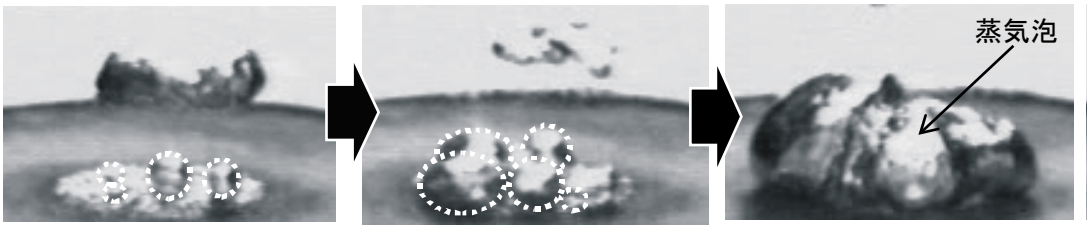


図１　直径８㎜の上向き面における高熱流束飽和プール沸騰

3. 今までに提案された多種多様なモデル

（1）飽和プール沸騰における DNB 熱流束予測に関する研究

DNB 熱流束を予測する初期の物理モデルとして Zuber[3]によって提案されたモデルがある。このモデルでは、伝熱面上に数 cm オーダーの蒸気の柱が存在することを仮定し、伝熱面から流体側へ向かう蒸気と流体側から伝熱面に向かう液の相対速度がある臨界値を超えると DNB に至るというモデルであり、蒸気の限界量が DNB 熱流束を決めるという形になっている。このモデルは、DNB が伝熱面から離れた位置での気液挙動によって生じることから、”Far field model”と分類される。このモデルは、飽和のプール沸騰の DNB 熱流束をよく予測できるものの、図 1 で示されるような映像から、蒸気柱の存在が確認されていないことや、DNB 近傍において伝熱面に液供給するような機構を付加することで DNB 熱流束が向上させる実験事実[4]から伝熱面で発生する蒸気量に限界がないことが示唆され、モデルの仮定自体に疑問が持たれる。

Zuber によるモデルの提案の後､伝熱面ごく近傍の数μm の気液挙動に着目した研究が行われるようになり、甲藤ら[5]は､伝熱面上に形成される蒸気塊の挙動を詳細に検討し､蒸気塊下に残された液体が蒸気塊の離脱前に乾くことで DNB に至るとするモデルを提案した。このモデルは「マクロ液膜蒸発モデル」と呼ばれ、伝熱面近傍の気液挙動が DNB のトリガになることから、”Near field model”と分類される。また、数 100~1000nm の厚さでコーティングした伝熱面上の沸騰様相を裏面から高速度放射温度計で観察し、一次気泡底部に形成される局所的に乾いた領域（ドライスポット）が DNB を引き起こす様相をとらえた研究[6]や、伝熱面上に発生するドライスポットの温度が固液接触限界温度を超えることで DNB が引き起こされるというモデルが提案されている[7]。しかし、伝熱面の裏面からの沸騰挙動観察では、金属箔やサファイヤガラスが発熱体として用いられることが多く、熱容量の大きな金属ブロック等を用いた沸騰現象との熱容量差による現象の違いが指摘されている。これらのモデルは、伝熱面表面上での気液挙動が DNB の引き金になることから”On surface model”と分類される。以上のモデルでは、DNB を引き起こす機構に違いはあるものの、何らかの現象が引き金となり、核沸騰域と DNB 以降の遷移沸騰域では伝熱面近傍の気液挙動に違いが現れることになる。一方で、核沸騰から DNB 熱流束点を経て遷移沸騰までを連続した事象ととらえ、過熱度の増大に伴う伝熱促進と伝熱面上の乾燥部拡大による伝熱劣化から生じる熱流束の極大値が DNB 熱流束であるとし、DNB のメカニズムを説明するモデルも提案されている[8]。このように、DNB の発生に対して多数のモデルが提案されているものの、どのモデルが”正しい”のかについて、飽和のプール沸騰という考慮すべきパラメタの少ないシンプルな体系においてさえ、未だに結論が見いだされていない。

（2）PWR における DNB 予測への発展

PWR 条件における DNB を予測するためには、（1）で触れた飽和プール沸騰の条件に加えて、流体の流れ（強制対流条件）の影響、サブクールによる影響、系圧力、集合体形状（管群体系・グリッド等）の影響を盛り込まなくてはならない。

強制流動沸騰における DNB については、マクロ液膜蒸発モデルに基づいた予測法がいくつか提案されている[9][10][11]。これは、(1)で紹介した甲藤らのマクロ液膜蒸発モデルにおいて、蒸気塊が強制対流によって移動する効果などを盛り込んだものである。これらのモデルによる DNB 熱流束の評価では、蒸気塊の下に存在する液膜の厚さ、蒸気塊の長さと速度が DNB 熱流束を決める重要な物理量となるが、各モデルの中で予測されたそれらの値には互いに大きなばらつきがある。これは、強制対流での沸騰体系において、伝熱面ごく近傍の気液挙動に関する計測データが皆無であり、よく理解されていないことに起因する。さらに、実機における管群体系やグリッド等を考慮すると、偏流や旋回流の効果も加わり、現状のモデルで解を得ることができないのは自明である。また、サブクール沸騰では、同体系における飽和沸騰よりも DNB 熱流束が向上するという実験的に示された事実について、(1) で紹介したような、現在提案されているほとんどのモデルでは説明することができていない。さらに、PWR 運転条件のような高圧沸騰においては、DNB のメカニズムに着目した基礎的な研究は非常に限られており[12]、体系圧力が沸騰挙動に及ぼす影響はモデル化されていないなど、PWR 条件での DNB メカニズムの解明と予測モデルの構築へは多くの課題が残されている。

4. 最先端の計測技術、解析手法への期待

1934 年に CHF が発見され 85 年が経過した。この間に多種多様な計測技術が提案されてきた[13][14]。また、近年のコンピューターシミュレーション技術の向上は目覚ましく、発泡挙動や気泡生長などの複雑な現象を直接数値シミュレーションできるようになってきた[15][16]。原子炉燃料における沸騰現象は、μm オーダーから m オーダーのマルチスケール現象であり、現状では一次気泡の発泡から燃料集合体内の流れまでを直接シミュレーションすることは不可能に近いものの、検証された信頼性の高い解析手法は、実験では観察が難しい蒸気塊下の発泡挙動や気泡接合の過程を明らかとする可能性を秘めており、モデル構築の大きな助けになると考えられる。

このような最新の実験技術や解析技術を組み合わせることで、高圧、サブクール、強制流動が組合された複雑な沸騰体系において、DNB 機構解明とその予測手法構築へのブレークスルーが期待される。そのためには、詳細な機構を解明するための極めて基礎的な研究といくつかの要素を組み合わせることで相互作用を調べる総合試験が必要である。また、実際に”工学的に使える評価手法”を得るためには工学的な見地と判断が重要であり、大学、研究機関、メーカーの産官学の連携を欠くことはできない。

参考文献 [1] 抜山, 機論, **37**-206, p.367 (昭 9). [2] A.Ono et al., *Int. J. Heat Mass Transf.* Vol.**50**, Issures17-18, p.3481 (2007). [3] N. Zuber, *Trans. ASME*, **80**-3 (1968), p345. [4] S. Mori et al., *J. Nuc. Sci. and Tech.*, **53**-7, (2016). [5] 甲藤, 横谷, 機論, **34**-258（昭 43）, p345. [6] T. G. Theofanous, et al., *Exp. Thermal and Fluid Science*, **26**, (2002), p793. [7] C. Unal, et al., *Trans. ASME*, **114**, p972. [8] V. K. Dhir, et al., *Trans. ASME*, **111**, p.739. [9] C. Lee, et al., *Int. J. Multiphase Flow*, **14**, p.711 (1988). [10] G.P. Celata, *Int. J. Heat Mass Transf.*, **37**-237 [11] Y. Katto, *Int. J. Heat Mass Transf*, **33**, p.611(1990). [12] H.Sakashita, *J. Thermo. Sci. Tech.*, **11**-2, (2016). [13] H. A. Hashimi et al., *J. Heat Transf.*, **140**-3, (2017). [14] E. Wagner et al., *J. Heat Transf.*, **131**-12, (2009). [15] Y. Ose et al., *J. Comp. Multiphase Flows*, **6**-4, p.419, (2014). [16] Y. Sato et al., *Int. J. Heat Mass Transf.*, **125**, p.876, (2018).

*Ayako Ono[1]
[1]JAEA

2019年秋の大会

合同セッション 1（「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会，
熱流動部会，計算科学技術部会）

原子炉における限界熱流束評価の現状とこれから

Evaluation of Critical Heat Flux of Nuclear Reactor, Present and Future

限界熱流束の機構論的評価に向けた研究（2）液膜ドライアウト

Review of Studies on the Mechanism of Critical Heat Flux (2) Liquid Film Dryout

*上遠野 健一[1]
[1]日立製作所

1. はじめに

沸騰冷却は非常に高い除熱特性を有するため，軽水炉をはじめとする各種高熱流束機器の冷却に用いられており，汎用性の高い冷却技術である。液相の流量及び加熱熱流束がともに比較的低い場合においては，流路内において，中心部に液滴を含む蒸気が流れる一方，壁面上に薄い液膜が形成される環状噴霧流となり，液膜流量が流れ方向に沿って次第に減少し，液膜流量がほぼ零に近い状態，すなわち液膜ドライアウトに至って壁温の急上昇を生じることが，実験的によく知られている[1]。本発表では，液膜ドライアウト型の CHF について，そのメカニズムに関する過去・現在の研究を俯瞰し，今後取り組むべき課題について触れる。

2. 液膜流動モデルの概要

液膜ドライアウトの発生メカニズムは，気相から液膜への液滴の付着，液膜からの液滴の飛散，及び，加熱による液膜の蒸発が支配的であることが，1960 年代の Hewitt らの試験[2]によって明らかにされた。また，1970 年代には，液滴付着・液滴飛散・液膜蒸発による質量輸送現象を考慮する液膜流動モデルが提案[3]され，液膜ドライアウトが発生する CHF の機構論的な予測が行われてきた。液膜流動モデルでは，液膜の質量流束は以下のように与えられる。

$$\frac{dG_f}{dz} = \frac{p_q}{A}(m_d - m_e - m_v) \tag{1}$$

ここで，G_f は液膜の質量流束(kg/m^2/s)，m_d，m_e，m_v はそれぞれ液滴付着，液滴飛散，液膜蒸発による質量流束(kg/m^2/s)，z は軸方向位置(m)，p_q は加熱周長(m)，A は流路断面積(m^2)である。液膜流動モデルでは，まず，環状噴霧流に遷移する気相・液相の割合を決める環状流遷移クオリティと，液相部の液滴・液膜割合から初期における液膜の質量流束を評価する必要がある。これらが決まれば，(1)式により管長に沿っての液膜流量の変化を求め，$G_f = 0$，もしくは，最小液膜厚さモデルに基づき液膜ドライアウト点を機構論的に求めることが可能であるが，そのためには液滴の付着や飛散に関する知見が必要である。(a) 環状噴霧流の初期状態を算出するモデルも，(b) 液滴の付着や飛散を算出するモデルも，単管体系などの要素試験データを整理した相関式であり，評価対象としている体系や現象に応じて，適切なモデルセットを選定することが重要である。

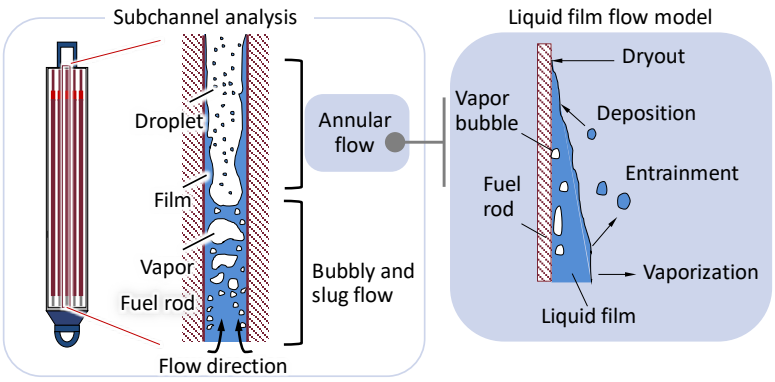


図 1 サブチャンネル解析と液膜流動モデルによる液膜ドライアウト評価

3. BWR 燃料集合体を対象とした液膜流動モデルによる液膜ドライアウト予測

(a) 環状噴霧流の初期状態を算出するモデルの高度化に関する研究

数十本の燃料棒から構成される BWR 燃料集合体内における気液二相流挙動把握のためには，サブクール沸騰（沸騰開始位置近傍における気泡の発達）及びサブチャンネル間での流体移動（クロスフロー）挙動を適切に評価する必要があり[4]，環状噴霧流の初期状態を算出するために重要である。クロスフローモデルとしては，「乱流混合」と「差圧混合」に加え，「ボイドドリフト」を考慮する Lahey ら[5]が構築したモデルが主流であるが，この内，「ボイドドリフト」は，流量に対する発熱割合の最も高いコーナーサブチャンネルのクオリティが他のサブチャンネルのクオリティより低くなるという現象[6]を予測するために導入された現象論的なモデルである。これに対し，サブチャンネル間差圧の変動成分に着目した機構論的なクロスフローモデルの開発も試みられている[7][8][9]。

(b) 液滴の飛散・付着を評価するモデル高度化に関する研究

BWR 燃料の除熱性能は燃料棒を束ねるスペーサ形状により影響を受けることが知られている[10]。スペーサ部では流路閉塞により蒸気速度が増すため液滴飛散が促進され，スペーサ下流側では乱れが増大するため液滴付着が促進される。このような特性については，一般的にはスペーサがない場合とある場合の液滴挙動の実験的な比較からモデル化がされている。また，最近の BWR 燃料では，液滴付着促進効果を狙ったミキシングベーン付スペーサが採用されており，その効果をモデル化するための要素試験も行われている[11]。

4. 今後の研究開発への期待

液膜流動モデルによる液膜ドライアウト現象は，液滴挙動やスペーサ効果などのモデル群を適切に選ぶことで比較的精度良く，解析的に予測可能であることが示されている[12]。現状の液膜流動モデルは，実験結果に基づき複雑な現象をマクロに取り扱うモデル化が一般的であるが，最近の計測技術の発達[13][14][15]に伴い，CFD の検証にも活用できる空間分解能で，また，モデル化に際しスケーリングを考慮しなくてよい高温・高圧環境下における実験データベースが構築されつつある。このようなデータベースや検証された CFD を活用した，物理的なメカニズムに基づく機構論的なモデル開発も行われており，物理現象の説明性を向上することが可能となってきている。

また，異常過渡時や事故時においては，液膜ドライアウト後の伝熱面の温度上昇がどの程度になるかが問題であり，原子力学会では，燃料集合体内の一時的な沸騰遷移の発生を，被覆管の温度上昇とその持続時間を指標として許容する新しい基準を策定している[16]。このような沸騰遷移後の伝熱過程としては，壁面温度が比較的低温であるために生じる液滴の壁への近接や衝突による冷却や，燃料棒が再び液膜に覆われるリウェット現象がドライアウト持続時間を決定する因子として評価上重要となる。壁面の温度が上がりきらない遷移沸騰近傍での挙動は十分な理解が得られておらず，現状のモデルはやや大きな不確かさが存在することから，引き続き，実験的研究の進展と物理モデルの更なる検証・高度化が重要である。

参考文献 [1] 植田，養賢堂 (1981). [2] G. F. Hewitt et al., *Int. J. Heat Mass Transf.*, **8**(5), p.793 (1965). [3] P. B. Whalley, *Int. J. Multiph. Flow*, **3**(6), p.501 (1977). [4] 木藤他，日本原子力学会 2017 年秋の大会，1E01. [5] R. T. Lahey and F. J. Moody, ANS Monograph (1975). [6] H. Herkenrath et al., EUR 7575EN (1981). [7] M. Sadatomi et al., *Multiph. Sci. Tech.* **16**(4), p.309 (2004). [8] 隅田他，機論，**61**-587 (1995). [9] 藤本他，日本原子力学会 2018 年春の年会，2B20. [10] T. Sakai and S. Sugawara, *Proc. of ICMF Conf.*, **1**, p.57 (1991). [11] A. Kawahara et al., *Nucl. Eng. Des.*, 310 (2016). [12] M. Naitoh et al., *J. Nucl. Sci. Tech.*, **39**(1), p.40 (2002). [13] K. Katono et al., *J. Nucl. Sci. Tech.*, **52**(3), p.388 (2015). [14] 新井他，日本原子力学会 2016 年秋の大会，1E14. [15] G. Aoyama et al., *J. Nucl. Sci. Tech.*, **53**(4), p.537 (2016). [16] 日本原子力学会, AESJ-SC-P002:203 (2003).

*Kenichi Katono[1]

[1]Hitachi, Ltd.

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

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 5:45 AM - 7:10 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[2F10-14] Fast Reactor Thermal Hydraulics 2

Chair:Yoichi Utanohara(INSS)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2F10] Basic Research on Visualization Measurement of Dynamic Behavior of Gas-Liquid Interface in Liquid Sodium Multiphase Flow

*Yuta Akimoto[1], Yosuke Ogino[1], Takeshi Fukuda[1] (1. Osaka Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2F11] Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor

Applicability of local wastage influencing factors to conventional correlation

*Akikazu Kurihara[1], Ryota Umeda[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2F12] Behavior of Entrained Droplets in a High-Speed Gas Jet into a Liquid Pool

*Taro Sugimoto[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Akihiro Uchibori[2], Akikazu Kurihara[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2F13] Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor

(5)Effect of pipe and particle sizes on pressure drop in simulated debris bed

*Akinari Ishikuro[1], Daisuke Ito[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Yuya Imaizumi[2], Kenichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2F14] Solidification behavior of single molten droplet falling through coolant

*Kota Kawasaki[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Kazuya Koyama[2] (1. University of Tsukuba, 2. Mitsubishi FBR Systems, Inc.)

4:00 PM - 4:10 PM JST | 7:00 AM - 7:10 AM UTC

Time reserved for Chair

液体ナトリウム混相流における気液界面の動的挙動の可視化に関する基礎研究

Basic Research on Visualization Measurement of Dynamic Behavior of Gas-Liquid Interface in Liquid Sodium Multiphase Flow

*秋元 雄太[1], 荻野 陽介[1], 福田 武司[1]
[1]大阪大学

ナトリウム冷却高速炉におけるガス巻き込み現象等の気液界面の変動を伴う熱流動現象の可視化・動力学挙動の解明を目的として液体ナトリウム混相流の可視化計測[1]に関する基礎研究を実施している。本報告ではナトリウム可視化試験装置を用いた液体ナトリウムプール体系における液体ナトリウム混相流の動的挙動の可視化に関する試験の結果を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，真空紫外光，気液二相流，可視化

1. 緒言

現在研究開発が進められるナトリウム冷却高速炉では高出力・小型化に伴う流速増大が予測されており、ガス巻き込み現象の発生が懸念されている。このため液体ナトリウム混相流の可視化計測が重要である。本研究では液体ナトリウム混相流の動的挙動の可視化を目的として、真空紫外光を用いた液体ナトリウム可視化試験を試みた。

2. 実験

実験は大阪大学が保有するナトリウム可視化試験装置(図 1)を用いて行う。本試験装置は波長領域 115~370nm の重水素ランプより成る可視化光学系と長さ 15m の水平試験部と鉛直試験部を有する液体ナトリウム循環装置から成る。本研究では試験装置の鉛直試験部を用いて液体ナトリウム混相流の動的挙動の可視化に関する試験を実施する。

液体ナトリウム混相流の動的挙動の可視化及び気泡の分裂・合体モデル[2]の検証を目指し、150~200℃の液体ナトリウムプール下方からステンレス製のガス注入配管(ノズル内径 1mm)を用いてアルゴンガスを注入し、MgF2 窓を通じて試験部に真空紫外光を照射し、透過光の 2 次元分布を ICCD カメラで撮影することで液体ナトリウム中における気液界面の動的挙動、気泡の分裂・合体の過程の観測及び気泡径・気泡速度等の気液二相流に関するパラメータの計測を試みる。

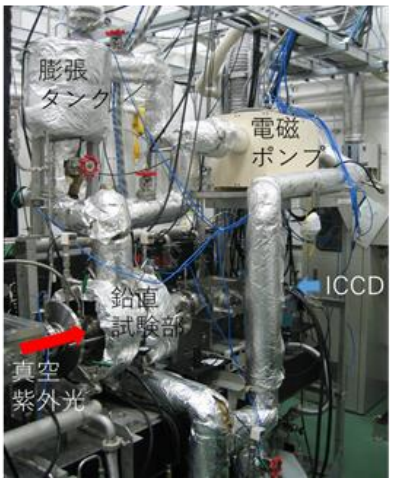


図 1 ナトリウム可視化試験装置

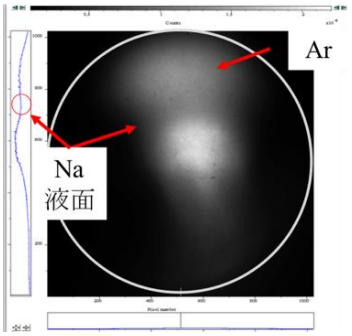


図 2 液体 Na・Ar ガスを透過した真空紫外光の 2 次元分布

3. 結論

液体ナトリウムプール体系において液体ナトリウム静止液面(液体 Na−Ar ガスの気液界面)の可視化試験結果を図 2 に示す。これより液体 Na-Ar ガス気液界面の可視化及び界面位置の同定に成功している。気泡の動的挙動の可視化に関しては現在実験中であり、講演で実験結果及び結論を報告する。

参考文献

[1] T.Fukuda,et al,Proc.ICONE18,29671

[2] Prince M.J. et al, Bubble coalescence and break-up in air sparged bubble columns, AIChe Journal 36 (1990)

---

*Yuta Akimoto[1], Yosuke Ogino[1], and Takeshi Fukuda[1]

[1]Osaka University.

高速炉蒸気発生器伝熱管のターゲットウェステージ評価
（3）従来相関式へのウェステージ影響因子の適用性検討

Evaluation of Target-wastage for Steam Generator Tubes of Sodium-cooled Fast Reactor

(3) Applicability of Local Wastage Influencing Factors to Conventional Correlation

*栗原 成計[1]，梅田 良太[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

高速炉蒸気発生器での伝熱管破損時には、ナトリウムー水反応によって隣接伝熱管の二次破損に起因した破損伝播が生じ、影響範囲が拡大する可能性がある。本報では、境界条件で整理された従来のウェステージ相関式に対して、既往データに基づきウェステージ影響因子の適用性を検討した結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，蒸気発生器，ナトリウムー水反応，ウェステージ

1. 緒言　ナトリウム（Na）冷却高速炉の蒸気発生器では、伝熱管破損時の水漏えいにより高温・高アルカリの Naー水反応環境が形成され、損耗あるいは腐食によって隣接伝熱管に副次的影響が及ぶ。本研究では、既往の実験データに基づき、従来相関式にて定義される伝熱管の損耗（ウェステージ）率に及ぼす損耗界面（ウェステージ面）温度の影響について検討した結果を報告する。

2. ウェステージ影響因子（ウェステージ面温度）の適用性検討

2-1. 既往のウェステージ研究　過去の研究では、Naー水反応環境を直接計測する技術を有しておらず、ウェステージ率は、この固有環境を生成する境界因子（初期 Na 温度、水漏えい率、伝熱管破損口径及び伝熱管間距離（幾何学配列））で整理されてきた[1]。このため、管群体系でのウェステージ率はばらつきが非常に大きく（図 1 の×印）、安全評価ではウェステージ率が保守的になる包絡線（経験式）が適用されている。近年では、ウェステージ影響因子に着目し、機構論的にウェステージ現象の解明を行っている[2]。

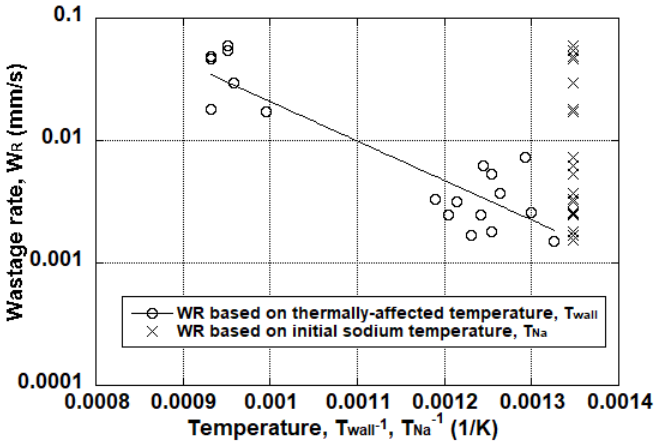


図 1　熱的影響温度に基づくウェステージ率

2-2. 熱的影響温度に基づくウェステージ率の検討　図 1 は、既往の Naー水反応実験[3]を対象に、冶金学的分析及び周囲流体温度より推算されたウェステージ面の熱的影響温度に基づきウェステージ率をプロットした（○印）。図 1 には、従来相関式で適用されている初期 Na 温度（一定）でのウェステージ率も示した（×印）。熱的影響温度の増加に伴いウェステージ率が増加傾向を示す温度依存性が明確に現れ、従来相関式に熱的影響温度を適用することでウェステージ率のばらつきを低減できる可能性があることを確認した。

3. 結言　従来のウェステージ相関式に対して、Naー水反応実験で推算されたウェステージ面の熱的影響温度を適用することで、ウェステージ率に対する温度依存性が陽に現れ、ウェステージ率のばらつきを低減できる可能性があることを確認した。

参考文献 [1] 下山ら、動燃報告書、PNC-TN9410-93-212　[2] 栗原ら、原学会和文誌 14(4), 2015

[3] 西村ら、サイクル機構報告書, JNC-TN9400 2003-014

*Akikazu Kurihara[1] and Ryota Umeda[1], [1]Japan Atomic Energy Agency

液相内高速気相噴流中のエントレインメント液滴挙動

Behavior of Entrained Droplets in a High-Speed Gas Jet into a Liquid Pool

*杉本 太郎[1], 金子 暁子[1], 阿部 豊[1], 内堀 昭寛[2], 栗原 成計[2], 高田 孝[2], 大島 宏之[2]
[1]筑波大, [2]JAEA

Na 冷却高速炉の蒸気発生器内伝熱管破損時 Na-水反応現象に対する数値解析コードの妥当性評価・改良に資する実験データ取得のため，水中に高速で空気を噴出させて噴流の気液界面から噴流内部へと液滴がエントレインメントされる挙動を可視化し，画像処理によって液滴径と液滴速度を計測した．

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，蒸気発生器，Na-水反応現象，液滴エントレインメント，可視化

1. 緒言

Na 冷却高速炉の蒸気発生器内伝熱管破損時に水蒸気が液体 Na 中へ噴出する際, 噴流界面から噴流内部にエントレインメントされた液滴が隣接伝熱管に衝突し破損伝播を招く危険性がある. JAEA は本現象に対する数値解析コードを既に開発しており[1], 本研究ではコードの妥当性確認・改良に資する実験データ取得のため水中に空気を高速で噴出させた際の液滴エントレインメント挙動の可視化，画像処理による液滴径と液滴速度の計測を行った．

2. 実験方法

実験体系を図 1 に示す．横幅 600 mm，高さ 400 mm，奥行き幅 3 mm の薄型水槽に溜めた水中に, 横幅と奥行き幅が共に 3 mm のノズルから空気を j_g = 100, 200, 300 m/s で鉛直上方へ噴出させ，空気噴出口から鉛直上方 0, 5, 10 mm，ノズルの中心軸上と噴流右側界面近傍の領域を飛沫するエントレインメント液滴を，高速度ビデオカメラで撮影した．レーザーの第 1，2 パルスの発光タイミングを制御して連続する 2 枚の画像間の時間間隔を微小にする「フレームストラドリング法」を用いて，微小かつ高速な液滴を鮮明に可視化した．

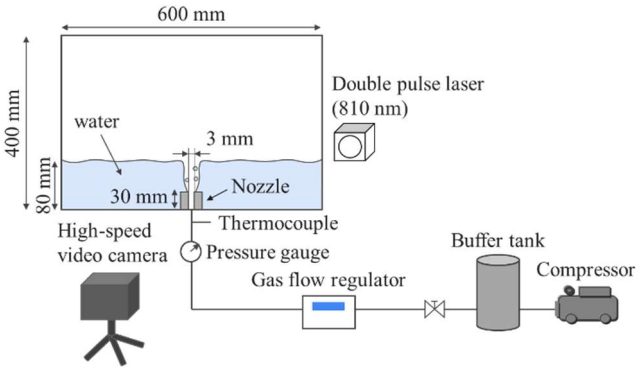


図 1 実験体系

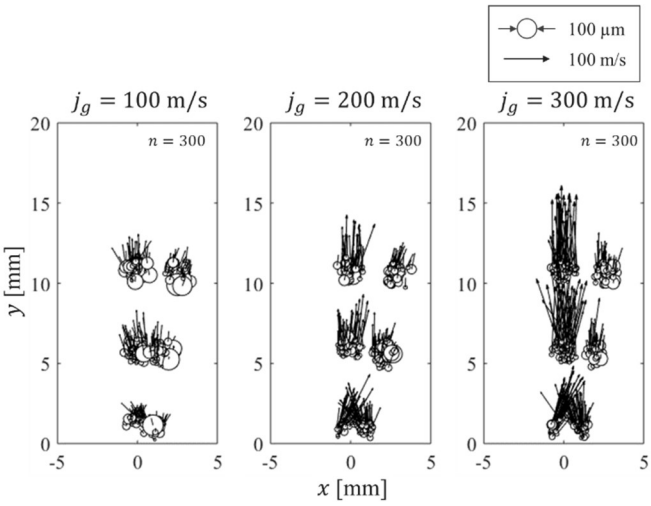


図 2 噴流中の各位置における液滴径と液滴速度

3. 実験結果

撮影された画像を処理し，噴流中の各位置における液滴径と液滴速度を同時に計測した．その結果を図 2 に示す．図 2 中 x, y [mm]はそれぞれ空気噴出口の中心を原点とした時の水平位置と鉛直位置である．各グラフの作成に用いた液滴数 n は 300 である．空気噴出速度 j_g [m/s]の増加に伴って液滴径は減少し液滴速度は増加する傾向，各 j_g [m/s]で液滴径の減少に伴い液滴速度が増加する傾向，中心軸上よりも噴流界面近傍の方が液滴径が大きくなる傾向を実験的に確認した．

参考文献

[1] A. Uchibori and H. Ohshima, Proc. of NTHAS-9, N9P0050, 2014.

*Taro Sugimoto[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1], Akihiro Uchibori[2], Akikazu Kurihara[2], Takashi Takata[2], Hiroyuki Ohshima[2]
[1]Univ. of Tsukuba, [2]JAEA

ナトリウム冷却高速炉における損傷炉心内の冷却材挙動に関する研究
(5) 模擬デブリ内気液二相流の圧力損失に対する配管径と粒子径の影響

Study on coolant behavior in damaged core of sodium-cooled fast reactor
(5) Effect of pipe and particle sizes on pressure drop in simulated debris bed

*石黒 明成[1]，伊藤 大介[1]，伊藤 啓[1]，齊藤 泰司[1]，今泉 悠也[2]，松場 賢一[2]，神山 健司[2]
[1]京都大学，[2]原子力機構

炉心損傷事故時の炉心に残留したデブリ内気液二相流の流動特性評価の一環として、円管流路内粒子充填層の圧力損失計測実験を行っている。本報では配管径と充填粒子径が圧力損失に与える影響を調査した。

キーワード：多孔質、模擬デブリ、ナトリウム冷却高速炉、気液二相流、炉心損傷事故

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故において、炉心残留燃料（デブリ）内の気液二相流特性は炉心残留燃料の冷却性を支配する要因であるが、その圧力損失特性については未だ十分に明らかになっておらず、基礎的なデータの取得を行う必要がある。そこで本研究ではデブリ内の気液二相流圧力損失評価のために、円管流路内粒子充填層を用いた実験を行っている。前報では充填層内気液二相流に対して、流路断面を中央と壁近傍の空隙率が異なる 2 領域に分割して圧力損失を評価する手法を提案した[1]。しかしながら、本手法の検証のためにはより広範な条件における実験データが必要となる。そこで本報では、配管径と充填粒子径を変化させて実験を行い、空隙率分布と気液二相流圧力損失がどのように変化するか調査する。

2. 実験装置及び方法

実験では図 1 に示す空気 - 水系二相流装置に試験部を取り付け、圧力損失計測を行った。試験部は円管内に均一粒径のガラスビーズを充填した球充填層である。差圧測定距離は 220 mm とした。実験では、気液見かけ速度 J_G、J_L、ガラスビーズ直径 d_p（3, 5, 7, 10 mm）、試験部内径 D（30, 50, 80 mm）を変化させ、各条件における圧力損失を計測した。

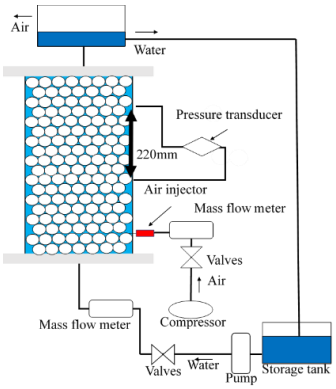


図 1　空気-水系二相流装置

3. 実験結果

図 2 に本実験で得られた実験結果の一例を示す。本結果は粒径を 10 mm 一定とし、試験部内径を変化させた際の圧力損失を示している。横軸は気相見かけ速度である。試験部内径が 50mm や 80mm の場合と比較して、30 mm においては明らかに圧力損失が低くなった。前報において検討した通り壁近傍には空隙率が大きく圧力損失が低い領域が形成されるが、試験部内径が小さくなるほどそのような壁近傍領域の影響が大きくなるため、試験部内径 30mm において顕著な圧力損失低下が生じたと考えられる。

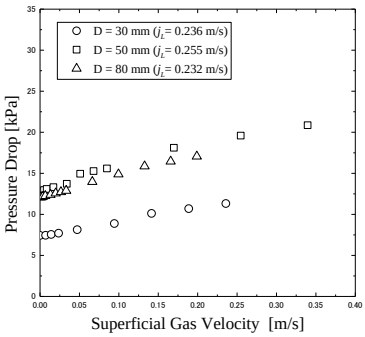


図 2　管径が圧力損失に及ぼす影響(d_p=10 mm)

4. 結言

管径と充填粒子径を変化させて圧力損失計測実験を行い、空隙率や圧力損失がどのように変化するか調べた。今後は得られたデータをもとに圧力損失評価モデルの改良を進める。

参考文献

[1] 栗崎他　原子力学会　2018 秋の大会

---

*Akinari Ishikuro[1], Daisuke Ito[1], Kei Ito[1], Yasushi Saito[1], Yuya Imaizumi[2], Kenichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2]
[1] Kyoto Univ., [2] JAEA.

冷却材中を落下する単一溶融液滴の固化挙動

Solidification behavior of single molten droplet falling through coolant

*川﨑 皓太[1]、金子 暁子[1]、阿部 豊[1]、小山 和也[2]

[1]筑波大学、[2]三菱 FBR システムズ

溶融ジェットブレイクアップの個別現象として単一の溶融液滴の固化挙動に着目し、低融点金属液滴を冷却材中で冷却させる実験を行った。その様子を高速度カメラを用いて撮影し、固化挙動を画像処理によって定量化し、考察を行った。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、炉心損傷事象、固化、溶融液滴、U-アロイ 58

1. 緒言

SFR において炉心損傷事象が発生した際に、重大事故回避の観点から、溶融燃料が下部プレナム中で冷却・固化することが重要となる。本研究では、単純な試料である単一溶融液滴を用いて、プール水へ滴下された単一溶融液滴の冷却・固化プロセスを明らかにする。液滴滴下高さ、および射出流体・プール水初期温度をパラメータとする。プール水に滴下される単一溶融液滴の固化挙動を高速度カメラで撮影し、得られた液滴の変形挙動と固化との関係を画像処理によって分析する。

2. 実験手法

シリンジを水槽上部に固定し、300×200×300 mm のガラス水槽に貯留した水へ液滴を滴下した様子を、バックライト法を用いて高速度カメラで撮影した。滴下高さおよび冷却水温を変化させながら実験を行い、得られた画像から画像処理によって形状のアスペクト比を算出した。射出液滴として U-アロイ 58 を用いた。

3. 結果

Fig. 1 に本実験の可視化結果を示す。液滴が固化する様子を確認した。条件によっては撮影範囲で固化が完了しないものも確認された。滴下高さ h が 50 mm の場合は入水直後に平らに変形して落下するのに対し、0 mm であるときにおいてはほぼ球状の液滴が形成されることを確認した。このことから初速度が大きな変形に寄与していることが分かった。

次に、変形過程を定量的に評価するためアスペクト比時間変化を算出した結果を示す(Fig. 2)。可視化動画において固化が確認された条件においては、落下中の液滴の変形が緩やかになる時間が存在することが分かった。これにより可視化動画から固化に至るまでの時間を見積もることに成功した。

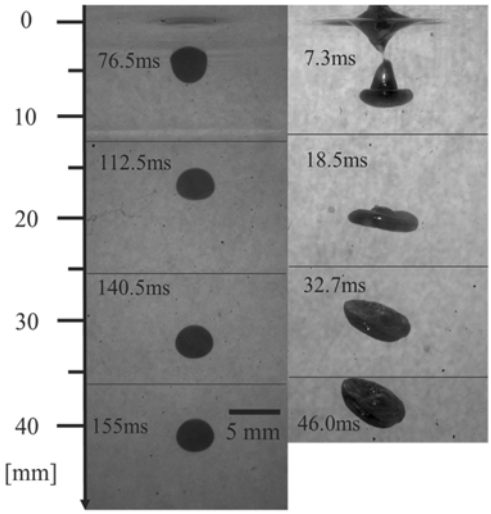


Fig. 1 U-アロイ 58 の固化挙動

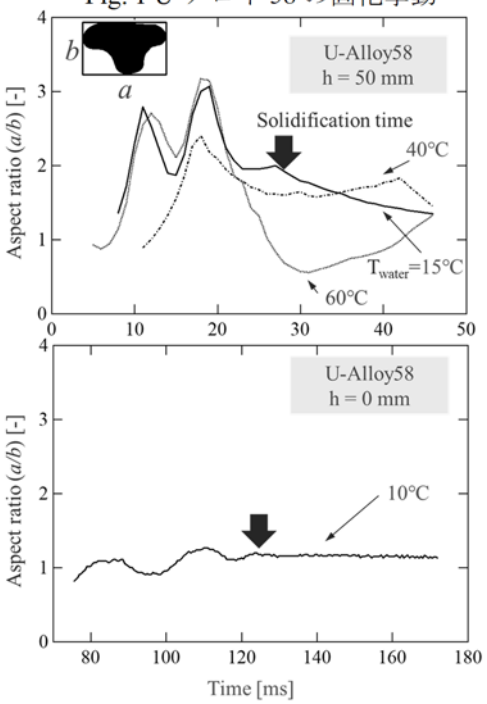


Fig. 2 アスペクト比時間変化の比較

参考文献

[1] Iwasawa, Y., et al., 2015, Transactions of the JSME, Vol. 81, pp. 1-15. (in Japanese)

*Kota Kawasaki[1], Akiko Kaneko[1] Yutaka Abe[1] and Kazuya Koyama[2]

[1]University of Tsukuba., [2]Mitsubishi FBR Systems, Inc..

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

Thu. Sep 12, 2019 4:10 PM - 5:45 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 7:10 AM - 8:45 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[2F15-20] Emergent Equipment

Chair:Michio Murase(INSS)

4:10 PM - 4:25 PM JST | 7:10 AM - 7:25 AM UTC

[2F15] Study to evaluate operating limit of isolation condenser during hydrogen injection

*Yasunori YAMAMOTO[1], Masayoshi MORI[1] (1. Hokkaido University)

4:25 PM - 4:40 PM JST | 7:25 AM - 7:40 AM UTC

[2F16] Effect of non-condensable gas on flow resistance of isolation condenser

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

4:40 PM - 4:55 PM JST | 7:40 AM - 7:55 AM UTC

[2F17] A passive method for solving thermal stratification of spent fuel pools -Evaluation by flow visualization experiment-

*Katsuki Ochiai[1], Shinichi Morooka[1] (1. Waseda Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2F18] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
Numerical Simulation of Spray Cooling Experiment by 4x4 Simulated Fuel Bundle

Taku Nagatake[1], *Hiroyuki Yoshida[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1] (1. JAEA)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2F19] Prediction of the Thermal-hydraulic and Operative Characteristics of Steam Injector

*Yuki HARA[1], Yuhei TERAMACHI[1], Shuichiro MIWA[1] (1. HOKKAIDO Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2F20] Flow structure related to operating mechanism of supersonic steam injector

*Yuki Kamata[1], Eita Koyama[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. Univ. of Tsukuba)

5:40 PM - 5:45 PM JST | 8:40 AM - 8:45 AM UTC

Time reserved for Chair

水素流入時の非常用復水器の作動限界評価のための研究

Study to evaluate operating limit of isolation condenser during hydrogen injection

*山本 泰功[1]，森 正義[1]
[1]北海道大学

非常用復水器(IC)は静的炉心冷却系であり、福島第一原発 1 号機にも設置されていたが全交流電源喪失後に再起動を試みた際には起動に失敗している。本研究では、IC の起動失敗の原因の 1 つとして考えられている水素混入の影響に着目し、IC の作動可能な条件を評価するために模擬実験を実施した。

キーワード：非常用復水器，自然循環流，高圧蒸気，非凝縮性ガス

1. 緒言

福島第一原子力発電所 1 号機には、静的炉心冷却系である非常用復水器（IC）が設置されており地震発生後にも炉心冷却機能を担っていたが、手動操作による停止後に再起動を試みた際には起動に失敗している。この時にすでに炉心が露出していた可能性が指摘されており、ジルコニウム-水反応の結果として発生した水素が自然循環流や伝熱管内での凝縮熱伝達を阻害していた可能性がある。本研究では、水素が混入する可能性のある事故時の条件を含めて IC による炉心冷却が実施可能な条件を評価するために、自然循環ループを用いた模擬実験を実施した。

2. 実験方法

実験装置は、飽和蒸気を生成・保持するアキュムレータと IC を模擬した配管及び約 4 m上部に設置した横置きの U 字型伝熱管から成る。配管に設置した弁を開放すると飽和蒸気が熱交換器へと供給され、凝縮水が重力でアキュムレータへと戻る自然循環流が形成される。水素ガスの模擬として、時間平均の自然循環流量が安定したタイミングでヘリウムガスを実験ループへ注入し、流量、伝熱管内温度、伝熱管外壁面温度、配管各所での圧力の変化を計測した。

3. 結果・考察

図 1 にアキュムレータ圧力と自然循環流量の時系列データを示す。弁を開放すると自然循環流が形成され、圧力の低下と共に流量の低下が見られる。その後、時間平均での流量は安定し、約 60000 秒後にヘリウムを注入した。ヘリウムの注入後には自然循環流量が低下し、同一の圧力で比較しても流量が低下することを確認した。また、ヘリウム注入量が多くなるほど流量が低下し、IC の除熱能力が低下することを確認した。自然循環流が完全に停止する前に IC が炉心冷却機能を十分に担えなくなる可能性があり、ヘリウム注入条件を変化させた実験データを拡張し、定量的な整理につなげる必要がある。

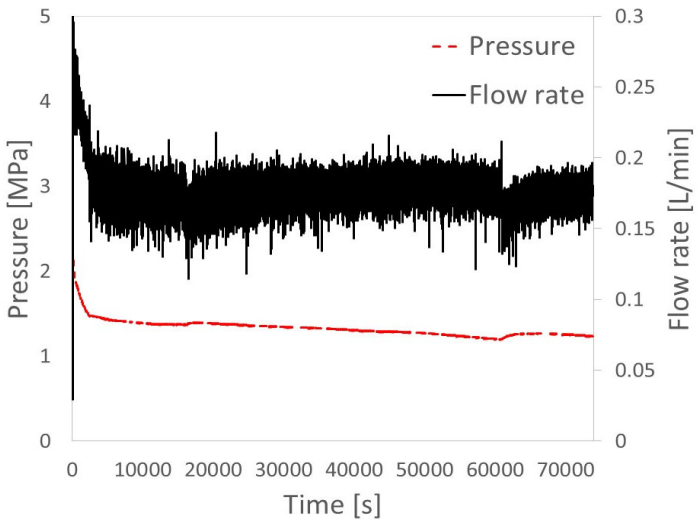


図 1. 圧力と自然循環流量の時系列データ

*Yasunori Yamamoto[1] and Masayoshi Mori
[1]Hokkaido Univ.

非常用復水器の流動抵抗に対する非凝縮性ガスの影響

Effect of non-condensable gas on flow resistance of isolation condenser

*森 正義[1]，山本 泰功[1]
[1]北海道大学

抄録　非常用復水器は静的な炉心冷却設備として先進的な原子炉設計にも採用されており、今後は事故条件も含めた活用が期待される。本研究では、知見が不足している高圧条件下における模擬実験を実施し、非凝縮性ガスの流入量が流動抵抗に及ぼす影響について検討した。

キーワード：非常用復水器、自然循環、流動抵抗、高圧実験、非凝縮性ガス

1. 緒言

非常用復水器(IC)は静的安全設備として全交流電源喪失時にも炉心冷却機能を担うことが期待でき、ESBWR などの先進的な原子炉の設計にも採用されている。しかし、炉心から発生した水素などの非凝縮性ガスが IC の配管に流入した場合、その冷却性能が大きく低下する可能性が指摘されており、今後事故時の炉心冷却の選択肢の 1 つとして IC を活用していくためには非凝縮性ガスの影響を明らかにする必要がある。著者らは、水素の模擬物質であるヘリウムの注入ラインを備えた IC 実験装置を使用して蒸気の冷却実験を実施し、ヘリウムの注入後、除熱量が低下することや、除熱量の低下に対して流量の低下が支配的であることを示した。本研究では、流動抵抗の増大に着目して実験装置に対するヘリウムの影響の定量化を行う。

2. 実験方法

実験装置の概略図を図 1 に示す。実験装置は BWR の圧力容器に相当するアキュムレータと IC 模型、ヘリウム注入ラインで構成される。アキュムレータは内蔵した出力 4.5kW の電気ヒーター2 本により最大 7MPa の飽和蒸気を作ることができる。IC 模型は 2 本の伝熱管(A、B)と冷却水タンクから構成されるが、本研究では伝熱管 A のみを使用した。ヘリウムは水素の模擬物質であり、弁を開くことで伝熱管の入口付近から注入される。実験では電気ヒーター2 本と IC を同時に稼動させ、流量がほぼ一定となったところでヘリウムを注入した。

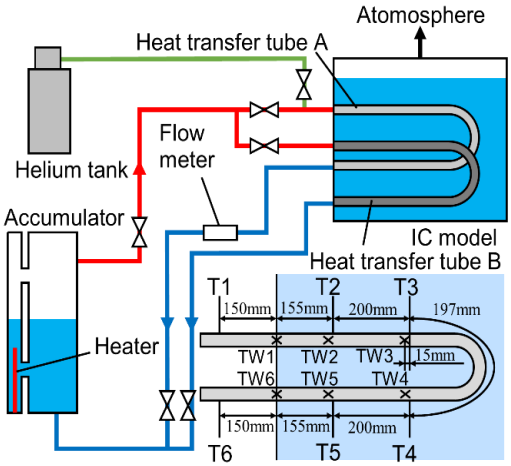


図 1. 実験装置概略図

3. 結果・考察

実験結果を図 2 に示す。横軸はヘリウムの注入量であり、縦軸は蒸気流量である。ヘリウム注入量が増加するごとに、蒸気流量は減少している。これは、注入したヘリウムが伝熱管内の液相部分、または伝熱管出口からアキュムレータまでの配管内に滞留したことで二相流となり、流動抵抗が増大したためであると考えられる。発表では、圧力損失分布の測定結果をもとに考察を行う。

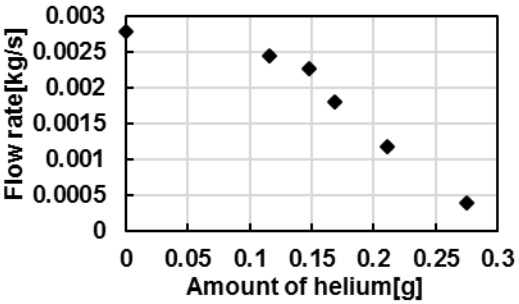


図 2. ヘリウム注入量と流量の関係

* Masayoshi Mori[1], Yasunori Yamamoto[1]
[1]Hokkaido Univ.

使用済み燃料プールにおける温度成層化の受動的対策法
-流動の可視化実験による評価-

A passive method for solving thermal stratification of spent fuel pools
-Evaluation by flow visualization experiment-

*落合 克樹[1]，師岡 慎一[1]
[1]早稲田大学

原子力発電所の過酷事故対策として，使用済み燃料プール(SFP)を無電源で冷却する技術が必要である。本研究では，SFP 内の温度成層化を解消することで自然力によって効率良くプールを冷却する技術を考案し，模型実験や流体解析を行った。

キーワード：使用済み燃料プール，温度成層化，受動的安全装置，流動の可視化

1. 緒言

原子力発電所が全電源を喪失した際にも SFP を冷却出来る受動的安全装置として，ループ型ヒートパイプと呼ばれる自然循環を利用したシステムが検討され，性能評価や除熱量向上を目的とした研究が行われてきた[1][2]。しかし，評価の際にプール内の冷却水温度が均一だと仮定して解析されており，プール内の温度が成層化している場合には除熱量が低下してしまうという課題が考えられる。報告者は従来の研究[3]において，Fig. 1 のように無電源で気泡をプール内に注入することで温度成層化を解消する機器とループ型ヒートパイプを組み合わせた方法を考案し，温度成層化の解消効果に関して，模型実験と数値流体解析により定性的な評価を行った。今回の報告では，従来の実験における気泡注入時の水の流れを定性的に解析する為に流動現象の可視化を行い，CFD 解析の信頼性評価やより効率的な気泡注入方法の検討を目的とする。

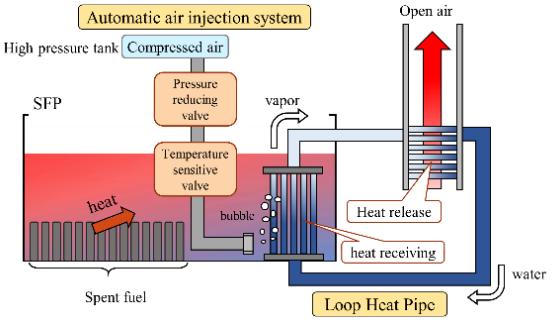


Fig.1 無電源 SFP 除熱システム

2. 実験

Fig. 2 のように水槽に水を入れ，様々な形の煙突や仕切り板の設置，空気注入量や注入口数・場所の変更等，容器内の条件を設定した後，水中にトレーサーを流し入れその動きをカメラで撮影し分析した。

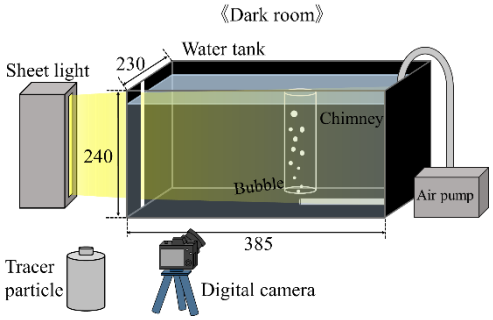


Fig.2 実験装置概要

3. 結果・考察

流動可視化実験の結果，例えば Fig. 3 のように自ら作成した CFD プログラムによる計算結果と実験において，容器中の流体の流れや大きく撹拌される範囲に相違を発見できた。CFD 解析ではループを描くような流れになったが，可視化実験の結果，実際の流れはより複雑で大小さまざまな渦が発生する。今後はこの結果をもとに CFD プログラムの改善を行うとともに，最も効率的な成層化解消法を適用した場合の，システム全体における SFP の除熱量計算を行う。

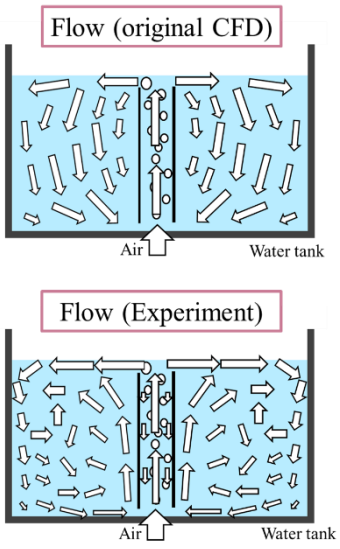


Fig.3 気泡注入時の
流動可視化結果と CFD 解析結果の比較

参考文献

[1] 小松ほか，日本原子力学会 2013 年春の年会予稿集, pp. 632-634 (2013)
[2] 橋長宏明，日本機械学会 第 22 回動力・エネルギーシンポジウム, A224 (2017)
[3] 落合克樹，日本混相流学会混相流シンポジウム 2018, P068 (2018)

*Katsuki Ochiai[1], and Shinichi Morooka[1]
[1]Waseda Univ.

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
4×4 模擬燃料集合体を用いたスプレイ冷却試験の数値解析

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
Numerical Simulation of Spray Cooling Experiment by 4x4 Simulated Fuel Bundle

*永武 拓[1]，吉田 啓之[1]，根本 義之[1]，加治 芳行[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

使用済み燃料プール過酷事故時におけるスプレイ冷却有効性確認のため、冷却性能評価手法の開発を行っている。本報告では、4×4 の模擬燃料集合体による冷却試験の試験解析を実施した結果について報告する。

キーワード：使用済み燃料プール，スプレイ冷却，過酷事故，数値解析

1. 緒言

使用済燃料プールにおける安全対策有効性検討のために、スプレイ冷却試験及び多次元二相流解析コード ACE3D[1]を基にした冷却性能評価手法の開発を進めている。本報では、スプレイ冷却試験解析を実施した結果について報告する。

2. 計算結果

試験で用いた模擬燃料集合体（以下集合体）[2]を模擬した計算体系を用いて、試験解析を実施した。図１に解析体系を示す。計算は２次元とし、ロッドの初期温度分布は試験結果の値を補間することにより設定し、ロッド発熱量等は試験と同等とした。また上部より試験条件相当のスプレイ水を 0.7*l/min* にて均等に流入させた。図２に解析結果の一例を示す。試験結果は各ロッド高さ位置における燃料棒表面温度の平均値を示している。集合体下部より 3378mm の L3 は試験結果と良好な一致を示している一方、下部より 1842mm の L6 において、試験結果は燃料棒が徐々に冷却されているのに対し、解析結果はスプレイ開始から約 280 秒後より温度上昇が見られる。本解析では除熱量が過小評価されており、今後、熱伝達相関式を含む流動相関式の改良を行う予定である。

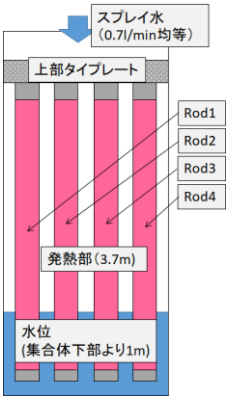


図１　解析体系概略

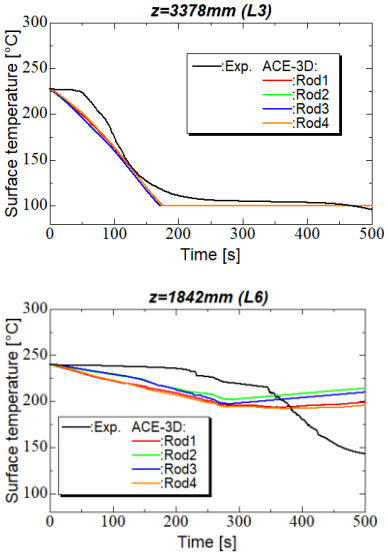


図２　試験結果との比較

3. 結論

使用済燃料プールスプレイ冷却過程に対して、スプレイ冷却試験解析を実施した。集合体上部の冷却過程における解析結果は試験結果を再現出来た一方、下部において解析結果の温度が上昇し、試験結果と異なる傾向を示した。今後、相関式等の改良を行う予定である。

謝辞

本報告は、経済産業省の「平成２９年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

参考文献

[1] 大貫、他、JAERI-Data/Code、96-033、(1996)
[2] 永武、他、原子力学会 2018 秋の大会、1B02、(2018)

*Taku Nagatake[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yoshiyuki Nemoto[1] and Yoshiyuki Kaji[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

蒸気インジェクタ内部における熱流体挙動ならびに作動特性評価手法の開発

Prediction of the Thermal-hydraulic and Operative Characteristics of Steam Injector

*原 裕輝[1]，寺町 悠平[1]，三輪 修一郎[1]

[1]北海道大学

Steam injector (SI) is known as a static jet pump using steam and water as working fluids and is expected to be introduced as an emergency safety system of next-generation nuclear power plants. In this study, we developed the evaluation method for thermal fluid behavior and operation characteristics inside the SI.

Keywords: Steam Injector, Direct-Contact Condensation, Gas-Liquid Two-phase Flow, Numerical Analysis, Passive Safety System

1. 緒言　蒸気インジェクタ(Steam Injector: SI)は蒸気と水を作動流体とした静的ポンプであり，作動時に外部電源を必要とせず，シンプルな構成による単純構造であるため，次世代原子力発電所の非常用安全系としての導入が期待される．しかし SI 作動特性である昇圧機構に至る内部の熱流体挙動についての知見が一般化されていないのが現状である．そこで本研究では，SI 内部における熱流体挙動ならびに昇圧機構の評価手法の開発に取り組み，実験による計測値との比較検証を行った．

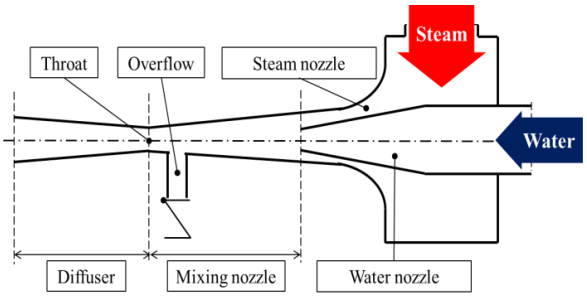


Fig.1 Schematic of the Steam Injector

2. 一次元数値解析モデル　Grolmes[1]の報告を参考に一次元数値解析モデルを構築した．混合ノズル以降の蒸気・水の流れが層状流，分散噴霧流，液単相流の三つの流動様式に遷移すると仮定し，各様式に質量，運動量，エネルギー保存則を適用した．この解析モデルを用いて SI 内部の流体温度および流れ方向圧力の算出を行い，計測値との比較検討を行った．

3. 結果 Fig.2 に各供給水流量における吐出圧力を示す. 縦軸は解析による吐出圧力，横軸は計測による最大吐出圧力である．この結果から，最大吐出圧力が小さい場合，計測値と解析値との誤差は比較的小さいが，最大吐出圧力の増加，つまり供給蒸気圧力の増加に伴い解析値は計測値を過小評価する傾向が見られた．また，供給水流量の減少とともに双方の誤差が大きくなる傾向が見られた．これらの結果より，供給蒸気と供給水の流入割合によっては，混合ノズル内で蒸気の完全凝縮が達成されず，気液二相流状態にてディフューザ部を流れるものと考えられる．

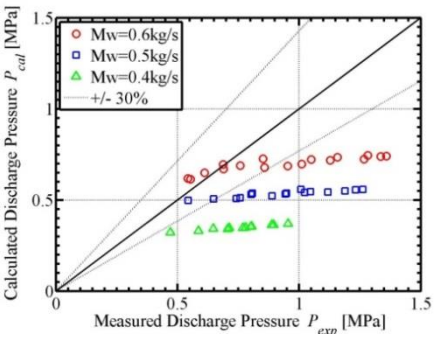


Fig.2 Comparison between Experimental and Model Results of SI Discharge Pressure

4. 結論　SI の作動特性評価手法の開発において，混合ノズル内で完全凝縮を仮定した既存の解析モデルでは詳細な熱流体挙動の評価が困難であり，気液二相流を考慮した新たなモデルが必要であることが判明した．

参考文献 [1] M. A. Grolmes, “Steam-Water Condensing-Injector Performance Analysis with Supersonic Inlet Vapor and Convergent Condensing Section”, *ANL-7443*, 1968.

---

*Yuki Hara[1], Yuhei Teramachi[1] and Shuichiro Miwa[1]

[1]Hokkaido Univ.

超音速蒸気インジェクター作動原理に関わる流動構造

Flow structure related to operating mechanism of supersonic steam injector

*鎌田 裕貴[1]，古山 栄太[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学

蒸気インジェクター（SI）の作動原理を明らかにするため内部流動構造の把握を試み、ハイスピードカメラによる可視化やデータの処理を実施し、ディフューザ内部での流動形態について考察した。

キーワード：蒸気インジェクター，気液二相流，直接接触凝縮，原子炉安全システム

1. 緒言

蒸気インジェクター（SI）は水と蒸気の直接接触凝縮により駆動力を得る噴流ポンプである。無電源でも駆動することから原子力発電所における安全システムとしての運用が期待される。しかしながら、その作動条件や昇圧メカニズムは解明されていない。本研究では SI 内部における噴流の挙動を調べるため可視化実験及び画像処理を行った。

2. 実験・結果

SI テスト部において流動の可視化を行った。図 1 にディフューザ部の可視化の様子を示す。背後から光源を当てて撮影をしており輝度の低く影になっているところは気泡もしくは液滴が光を遮るため暗く見えていると推測される。したがって暗く見えている領域は気液が混合している状態と推測される[1]。また、図 1 に示すようにディフューザ流路の途中で流動挙動が急激に変化する境界を確認した。これは本実験形態におけるあらゆる条件での作動時において共通して存在している。この流動境界の上下の流れの流動形態を確認するためにそれぞれの動画について画像処理を行い、流速を見積もった。境界下流については圧力波と考えられる明るさの伝播が存在するため図 2 に示すように粒状の影について追跡し、境界上流については界面がはっきりしないため図 3 に示すように輝度の時間変化量について追跡し垂直方向速度を算出した。この結果、境界下流では約 5~15 m/s、境界上流では約 30~40 m/s と異なり、この急激な流速の変化が圧力へ変換に寄与していると考えられる。さらに流入蒸気が全量凝縮したと仮定して、入口水及び入口蒸気の質量流量から断面積ごとの見かけ流速を算出した。これを画像処理による流速と比較すると図 4 に示すように境界下流における流速とおおよそ一致した。これにより境界下流の流れは蒸気の凝縮が完了している状態であり、一方上流側は蒸気が残存している状態で流動境界位置にて急凝縮が起きているものと考えられる。

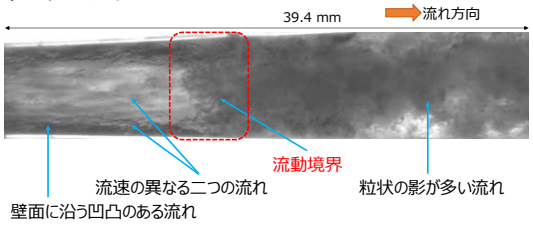


図 1 ディフューザ部内での流動挙動の急激に変化する境界

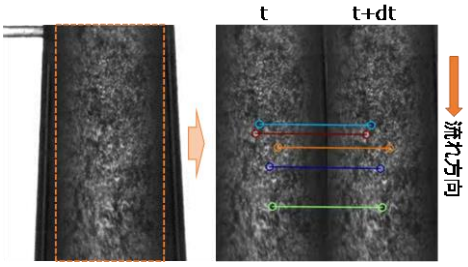


図 2 特徴点検出による ディフューザ下流の流速算出

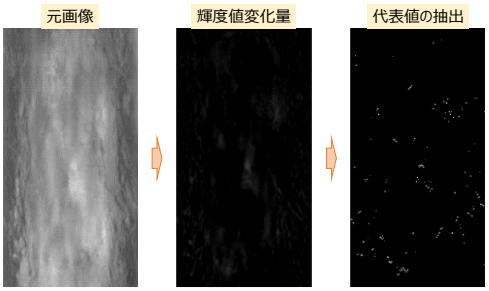


図 3 輝度値変化勾配による ディフューザ上流の流速算出

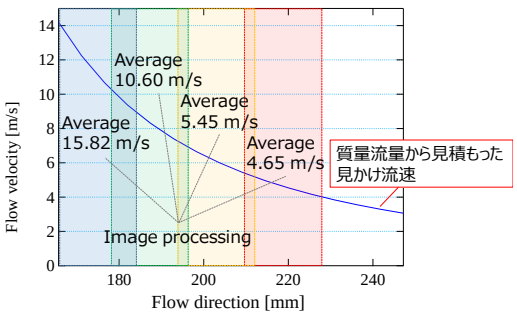


図 4 質量流量から算出した見かけ流速

3. 結言

SI 作動時のディフューザ部における流動挙動は途中で大きく変化する境界が存在し、その位置において圧力の変換及び蒸気の急凝縮が起きていると考えられる。

参考文献

[1] Abe, Y. et al (2014), "Study on the characteristics of the supersonic steam injector", Nuclear Engineering and Design, 268, 191-202.

*Yuki Kamata[1], Eita Koyama[1], Akiko Kaneko[1]and Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba

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

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[2G01-05] Severe Accident of Sodium-Cooled Fast Reactor 1

Chair:Takaaki Sakai(Tokai Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2G01] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(11)Project Overview and Progress by JFY 2018

*Hidemasa Yamano[1], Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Shin Kikuchi[1], Yuki Emura[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Tsuyoshi Nishi[3], Xiaoxing Liu[4], Kenya Nakamura[5] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tohoku University, 3. Ibaraki University, 4. Kyushu University, 5. Central Research Institute of Electric Power Industry)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2G02] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(12)Thermophysical Properties of 7mass%B_4C-SS Eutectic Materials in the Solid State

*Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Hidemasa Yamano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2G03] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(13)Density and Surface Tension of 7mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2G04] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(14)Emissivity, Heat Capacity and Thermal Conductivity of 7mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Hideo Higashi[1], Hiroyuki Fukuyama[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku Univ, 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2G05] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(15)Viscosity Measurement of 7mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Tsuyoshi Nishi[1], Hiroki Kokubo[1], Yuriko Takatsuka[1], Hiromichi Ohta[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Ibaraki Univ., 2. JAEA)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 （11）プロジェクト全体概要及び平成 30 年度までの進捗

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(11) Project Overview and Progress by JFY2018

*山野 秀将[1]，高井 俊秀[1]，古川 智弘[1]，菊地 晋[1]，江村 優軌[1]，神山 健司[1]，
東 英生[2]，福山 博之[2]，西 剛史[3]，太田 弘道[3]，劉 暁星[4]，守田 幸路[4]，中村 勤也[5]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東北大学，[3]茨城大学，[4]九州大学，[5]電中研

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故評価において制御棒材の炭化ホウ素とステンレス鋼の共晶溶融反応及び移動挙動を模擬できるようにするため、共晶溶融物の熱物性評価、共晶溶融反応実験及び材料分析、共晶溶融反応に関する物理モデル開発及び実機適用解析を実施する研究プロジェクトを進めている。ここでは、プロジェクト全体概要及び平成 30 年度までの進捗概要について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心損傷事故，炭化ホウ素，ステンレス鋼，共晶溶融反応

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の設計コンセプトの一つに、仮に炉心損傷事故(CDA)が起きたとしても設計対策により溶融燃料を原子炉容器内に格納する炉容器内事象終息(IVR)の達成が挙げられている。その IVR を達成するための要件を同定し、設計対策の有効性を評価した結果、制御棒材（中性子吸収材）である炭化ホウ素(B_4C)とステンレス鋼(SS)の共晶溶融反応及び移動挙動が将来の研究課題として摘出された[1]。そこで、これまでの CDA 評価では考慮されていなかった B_4C-SS 共晶溶融反応及び移動挙動を実機解析の中で模擬することを目的として、研究プロジェクトを平成 28 年度から進めている。本報では、プロジェクト概要として 4 年間の全体計画を述べるとともに、3 年目（平成 30 年度）までの進捗概要について報告する。

2. 全体計画

B_4C-SS 溶融物の炉心内の再配置は反応度低減に大きな影響を及ぼす[2]。本プロジェクトでは、B_4C-SS 共晶溶融反応及び混合・移行挙動を調べることとした。熱物性評価として、B_4C 含有率をパラメータとして年度毎にデータの拡充を図る計画であり、固相（密度、比熱、熱伝導率等）、液相（密度、比熱、熱伝導率、表面張力、粘度等）の物性データを取得する計画である。次に、共晶溶融反応の可視化実験を行い、物理モデル検証のための実験データを得る計画である。また、共晶溶融反応速度を求めるため、B_4C-SS 共晶溶融反応のみならず、B_4C と共晶溶融物、SS と共晶溶融物の反応速度データも取得する計画である。これらの実験データ等を基に、物理モデルを開発して、CDA 解析コード SIMMER-III(SIMMER-IV)にモデルを組み込み、最終的には実機適用解析を行う計画である。

3. 平成 30 年度までの進捗概要

B_4C 含有率 5-mass%、7-mass%、10-mass%を対象に、固相及び液相の熱物性データを取得し、B_4C 含有率と温度を関数とした物性評価式を得た。共晶溶融反応実験を行い、溶融挙動の可視化及び固化物から移動範囲の同定、並びに材料分析を行い、表面近傍でボロン濃度が高いことを示した。また、B_4C 粒子と液体 SS との反応、B_4C ペレットと SS 被覆管との反応など物理モデルを開発し、解析コードへの組み込みを行い、実験結果と比較を通じてモデルの妥当性を確認した。

4. 結言

本研究プロジェクトを概説するとともに、平成 30 年度までの進捗概要を報告した。最終年度である平成 31 年度は引き続き研究を深めるとともに、実機適用性を確認する予定である。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] T. Suzuki, et al., JNST, 51,493-513 (2014), [2] 山野ら，動エネシンポ 2016.

*Hidemasa Yamano[1], Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Shin Kikuchi[1], Yuki Emura[1], Kenji Kamiyama[1], Hideo Higashi[2], Hiroyuki Fukuyama[2], Tsuyoshi Nishi[3], Hiromichi Ohta[3], Xiaoxing Liu[4], Koji Morita[4], Kinya Nakamura[5]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Tohoku Univ., [3] Ibaraki Univ., [4] Kyushu Univ., [5] CRIEPI

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (12) 7mass%B_4C-SS 共晶物の固相物性測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(12) Thermophysical Properties of 7mass%B_4C-SS Eutectic in the Solid State

*高井　俊秀[1]，古川　智弘[1]，山野　秀将[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故評価において、制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）の共晶溶融反応及びその移行挙動を模擬するのに必要な物理モデル構築に資するため、B_4C-SS 共晶物の固相物性測定を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，共晶反応，固相物性

1. はじめに

B_4C-SS 共晶溶融物の炉心内再配置は反応度低減に大きな影響を及ぼす[1]。この B_4C-SS 共晶溶融反応及び移行挙動をシビアアクシデント解析コードで模擬できるようにするには、物理モデルを開発する必要がある。本報では、このための基盤データとして B_4C-SS 共晶物の固相物性測定を行った結果について報告する。

2. 実験

質量比 B_4C：SS＝7：93 で分取した原料を誘導加熱炉に入れ、不活性ガス雰囲気下で約 1550℃まで加熱・溶解させ、その溶湯を石英管で吸引し急冷することにより 7mass%B_4C-SS 共晶試料を合成した。合成した試料について、化学組成分析、光顕観察及び X 線回折を行い、所望の B_4C 含有率の試料が得られていること、組織が全体的に均質であること、及び B_4C と SS の反応生成物（合成試料の主たる結晶相は Fe_2B）が形成されていることを確認した。本研究課題である固相物性測定では、密度、比熱及び熱伝導率を、それぞれアルキメデス法＋熱膨張法、DSC 法（断熱熱量計法）及びレーザーフラッシュ法により実施した。

3. 結果

7mass%B_4C-SS 共晶物の室温における密度、比熱及び熱伝導率は、SS に比べてそれぞれ約 7%低下、約 17%上昇及び約 39%低下する結果を示した（表 1）。B_4C-SS 共晶物の物性値は B_4C と SS 各々の物性値の間に位置すると考えれば、密度と比熱は合致するが、熱伝導率は矛盾する結果となる。この要因を検討するために、7mass%B_4C-SS 共晶物の電気伝導率を測定した結果、電気伝導率の低下も確認された。このことから、熱伝導率が SS に比べて低下した要因は、SS のマトリックス中に金属間化合物である Fe_2B が混在することにより、自由電子の動きが阻害されるためと推定された。

表1 密度、比熱、熱伝導率の測定結果（室温、平均値）

	7%B_4C-SS [A]	316L SS [B]	[A]/[B]
密度 kg/m^3	7390	7980	0.93
比熱 J/kg/K	560	480	1.17
熱伝導率 W/m/K	8.8	14.4	0.61

4. まとめ

今回、B_4C 含有率 7mass%の B_4C-SS 共晶試料を合成し、固相物性として密度、比熱及び熱伝導率を測定した。今後、B_4C 含有率の異なる B_4C-SS 共晶試料の物性測定を実施し、熱物性データベースとして整備するとともに、それぞれの物性値に及ぼす B_4C 含有率の影響を評価していく。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 山野ら，第 21 回動力・エネルギー技術シンポジウム, B242, 2016.

* Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Hidemasa Yamano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (13) 7mass%B_4C-SS 共晶溶融物の密度および表面張力測定

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

(13) Density and Surface Tension of 7mass%B_4C-SS Eutectic Molten Materials

*福山 博之[1]，東 英生[1]，山野 秀将[2]

[1]東北大学多元物質科学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SUS316L (SS)）の共晶反応挙動を模擬するのに必要な熱物性モデル構築のため、超高温熱物性計測システム（PROSPECT）により、系統的に B_4C-SS 系融体の熱物性計測を行っている。今年度は 7mass%B_4C-SS 系融体の密度および表面張力の測定を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，密度，表面張力

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SUS316L (SS)）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには溶融した B_4C-SS 系融体の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は極めて困難であり、信頼できるデータはほとんど存在しないため、筆者らは、系統的に B_4C-SS 系融体の熱物性計測を行っている[1]。本研究では、図 1 に示す当研究室で開発した超高温熱物性計測システム（PROSPECT）[2]を用いて、7mass%B_4C-SS 系融体の密度および表面張力を測定したので、その結果について報告する。電磁浮遊装置に静磁場（超電導磁石）を組み合わせて、表面振動、並進運動や内部の対流が抑制された金属液滴の浮遊状態が得られる。

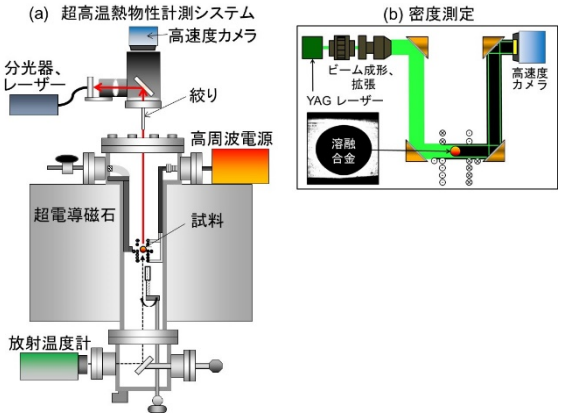


図 1 (a) 超高温熱物性計測システム（PROSPECT）、 (b) 密度測定系#

2. 実験

試料には、誘導加熱・急冷法で作製した 7mass%B_4C-SS を用いた。まず、DSC(示差走査熱量測定)を用いて、液相線温度の測定を行った。密度測定では、PROSPECT を用いて、レーザー光を試料に照射し、高速度カメラを用いて液滴の形状を正確に測定する液滴投影法を採用した。表面張力測定では、静磁場を印加せず、液滴の表面振動を高速度カメラで観察し、その振動数から表面張力を求めた（液滴振動法）。

3. 結果

7mass%B_4C-SS 系融体の密度と表面張力は、液相線温度（1689±9 K）近傍で、それぞれ、6686 $kg \cdot m^{-3}$ および 1713 $mN \cdot m^{-1}$ であった。講演では、昨年度の結果と合わせて、SS への B_4C 添加の影響について報告する。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] H. Fukuyama et al., Nuclear Tech., DOI: 10.1080/00295450.2019.1578572, [2] 福山博之，計測と制御, **54** (2015), 303-308.

* Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Tohoku University, Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, [2]Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (14) 7mass%B_4C-SS 共晶溶融物の放射率、熱容量および熱伝導率測定

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

(14) Emissivity, Heat Capacity and Thermal Conductivity of 7mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*東 英生[1]，福山 博之[1]，山野 秀将[2]

[1]東北大学多元物質科学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）の共晶反応挙動を模擬するのに必要な熱物性モデル構築のため、超高温熱物性計測システム（PROSPECT）を用いた非接触レーザー周期加熱カロリメトリ法により、7mass%B_4C-SS 系融体の放射率、熱容量および熱伝導率の測定を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，放射率，熱容量，熱伝導率

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには溶融した B_4C-SS 系融体の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は困難であり、信頼できるデータはほとんど存在しない。当研究室では、高温融体の高精度熱物性計測に向けた超高温熱物性計測システム（PROSPECT）によるレーザー周期加熱カロリメトリ法[1]を開発している。本研究は、B_4C-SS 系融体の熱物性測定の一環であり[2]、本手法を適用し、7mass%B_4C-SS 系融体の放射率、熱容量および熱伝導率を測定したので、その結果について報告する。

2. 実験方法

試料には、誘導加熱・急冷法で作製した 7mass%B_4C-SS を用いた。PROSPECT 内に試料をセットした後、真空引きし、Ar-5vol%H_2 ガスで置換した。試料を浮遊、溶融させた後、放射温度計を用いて試料温度を測定した。試料の温度は液相線温度で補正を行った。試料の垂直分光放射率は試料からの輝度を分光器で測定することによって求めた。また、熱容量および熱伝導率は、レーザー周期加熱カロリメトリ法により測定した。垂直分光放射率では静磁場を 3 T、熱容量測定では 0.8 T 印加することにより試料の表面振動および並進運動を抑制し、熱伝導率測定では 10 T 印加して試料の内部対流を抑制して真の熱伝導率を得た。

3. 結果

7mass%B_4C-SS 系融体の液相線温度(1689 ± 9 K)において、垂直分光放射率は、0.27±0.01（波長 940 nm）であった。定圧熱容量は、861±41 $J \cdot kg^{-1} \cdot K^{-1}$、熱伝導率は、26 $W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}$ であった。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 福山博之，計測と制御, 54 (2015), 303-308.　[2] H. Fukuyama et al., Nuclear Tech., DOI: 10.1080/00295450.2019.1578572

*Hideo Higashi[1], Hiroyuki Fukuyama[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Tohoku University, Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, [2]Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (15) 7mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度測定

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

(15) Viscosity Measurement of 7mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*西 剛史[1]，小久保 宏紀[1]，高塚 祐理子[1]，太田 弘道[1]，山野 秀将[2]

[1]茨城大学，[2]日本原子力研究開発機構

炭化ホウ素（B_4C）とステンレス鋼（SS）の溶融混合物の粘度データはシビアアクシデント解析に必要不可欠である。本研究では、H29, 30 年度に報告した 5mass%, 10mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度測定に続き、7mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度測定を実施し、データの検証を実施したので報告する。

キーワード：炭化ホウ素、ステンレス鋼、るつぼ回転粘度計、7mass%B_4C-SS 共晶溶融物、粘度

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（SS）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには B_4C-SS 溶融混合物の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は極めて困難であり、信頼できるデータはほとんど存在しない。本研究では、高速炉のシビアクシデント解析で最も重要な物性値の一つとして 7mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度をるつぼ回転粘度計により測定し、溶融 SS や 5mass%, 10mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度と比較し、テータの検証を実施した。

2. 実験方法

本実験は試料の酸化を防ぐため、ヘリウム雰囲気下で実施した。本研究では、内径 60mm のアルミナチューブを炉心管とし、三段からなるカンタルスーパー発熱体による電気抵抗炉を用いることで、安定した広い均熱帯の確保が可能となった。記録系は、懸垂系に取り付けられた反射鏡にレーザ光を一定方向から入射し、その反射光をフォト・ディテクターで検出した。この各検出子を通過する反射光の時間間隔を測定し、実測で得た振動曲線から周期と対数減衰率を決定し、粘度を算出した。

3. 結論

1823 K から 20 K 刻みで 1683 K まで測定した 7mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度の測定結果を溶融 SS、5mass%, 10mass%B_4C-SS 共晶溶融物の測定値ならびに Fe-2.7massl%B の文献値[1]と共に図 1 に示す。図 1 より、1823 K の粘度のデータのみ温度の減少に伴い減少する傾向が得られた。これは液相線温度が 1683-1703K の間にあり、固相が 1683 K での測定中に析出したことが原因であると考えられる。一方、7mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度は溶融 SS、5mass%, 10mass%B_4C-SS 共晶溶融物および Fe-2.7massl%B の文献値よりも高い値を示した。この原因については今後明らかにしたいと考えている。

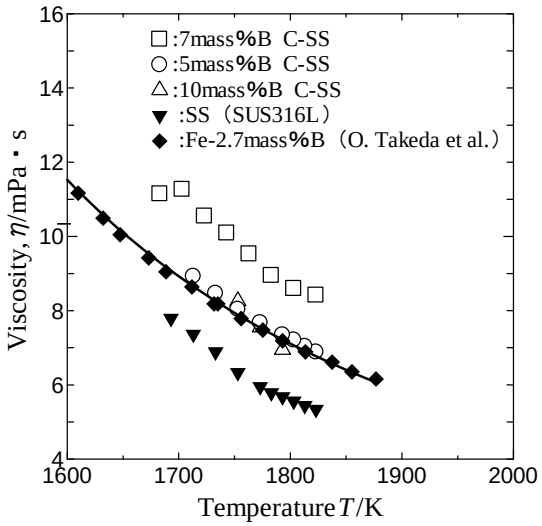


図 1　7mass%B4C-SS 共晶溶融物の粘度

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] O. Takeda et al., ISIJ Int., 55 (2015) 500.

*Tsuyoshi Nishi[1], Hiroki Kokubo[1], Yuriko Takatsuka[1], Hiromichi Ohta[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Department of Science and Engineering, Ibaraki Univ. [2]Japan Atomic Energy Agency.

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

Thu. Sep 12, 2019 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[2G06-09] Severe Accident of Sodium-Cooled Fast Reactor 2

Chair:Daisuke Ito(Kyoto Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2G06] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(16)Immersion Tests of B_4C into Molten Stainless Steel

*Yuki Emura[1], Kenji Kamiyama[1], Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2G07] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(17)Reaction Behavior between Molten Stainless Steel and Solid Boron Carbide

*Kinya Nakamura[1], Hirokazu Ohta[1], Yuki Emura[2], Toshihide Takai[2], Hidemasa Yamano[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2G08] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(18)Validation of Eutectic Reaction Model for Use in Reactor Safety Analysis Code

*Xiaoxing Liu[1], Koji Morita[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2G09] Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors

(7)Validation of Analysis Models for the Melt Discharge Experiments into a Shallow Water Pool

*Kai Igarashi[1], Takaaki Sakai[1], Shinya Kato[2], Kenichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] (1. Tokai University , 2. JAEA)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (16)　溶融ステンレス鋼への B_4C 浸漬試験

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(16) Immersion Tests of B_4C into Molten Stainless Steel

*江村 優軌[1]，神山 健司[1]，山野 秀将[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却型高速炉の炉心損傷事故時では、制御棒材の炭化ホウ素が溶融ステンレス鋼中に溶解して炉心領域内外へと広範に移行する可能性がある。本研究では、溶融ステンレス鋼に対する炭化ホウ素の溶解速度に関するデータを得ることを目的とした試験を行い、その結果を考察した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心損傷事故，炭化ホウ素，ステンレス鋼，共晶溶融反応

1. 緒言

ナトリウム冷却型高速炉の炉心損傷時において、制御棒材の炭化ホウ素（B_4C）は構造材であるステンレス鋼と共晶反応を起こし、制御棒材本来の融点（2,700℃以上）に達する前に流動化する。特に、溶融ステンレス鋼中へ制御棒材が溶解した場合、凝固によって移行が停止するまでに範囲が拡大し易く、炉心内外への移行が炉心反応度の増減に影響する。そのため、溶融ステンレス鋼に対する制御棒材の溶解量および溶解した制御棒材の炉心内外への移行挙動を適切に評価することは安全評価上の重要な課題である。当課題の解決に向け、本研究では、溶融ステンレス鋼中に制御棒材を一定時間浸漬させる試験を実施し、溶融ステンレス鋼に対する制御棒材の溶解速度について試験的知見を取得する。

2. 試験条件および試験方法

黒鉛炉を用いて、ステンレス鋼（SUS316）をルツボ内で溶融し、同温度に昇温した B_4C ペレットを上部から浸漬させた（図 1）。所定の時間経過した後、溶融ステンレス鋼中から B_4C ペレットを引き抜くことで、浸漬時間を任意に設定した。本試験では、浸漬時間を約 120 秒とし、B_4C ペレットとステンレス鋼の接触温度（約 1,490℃、約 1,580℃、約 1670℃）をパラメータとした。

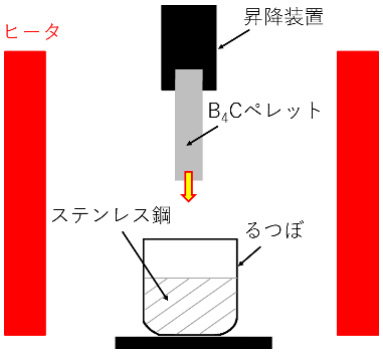


図 1　試験体系概要

3. 試験結果および考察

試験後に取り出した B_4C ペレットの一例を図 2 に示す。溶融ステンレス鋼中に浸漬した B_4C ペレットには減肉および変色が認められ、B_4C は融点未満の温度で溶融ステンレス鋼中に溶解した。本試験ケースの減肉量は、直径 20 mm に対して最大で約 3 mm であり、浸漬部の 22～26 vol%がステンレス鋼中に溶解したことになる。

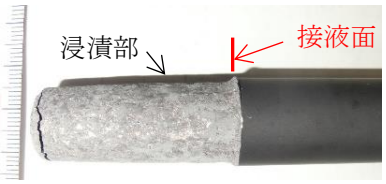


図 2　試験後の B_4C ペレット（約 1,580℃、約 124 秒）

本研究では、B_4C ペレットの径方向の減肉量をステンレス鋼との反応量と定義し、浸漬時間で除して反応速度定数[m^2/s]を求めた。各試験における接触温度と反応速度定数との関係を図 3 に示す。接触温度の増加に伴い、反応速度定数が増加することを確認した。また、反応速度定数の増加率が接触温度と共に増加する傾向にあることが窺える。

4. 結言

溶融ステンレス鋼に対する制御棒材の溶解速度について試験的知見を取得した。溶融ステンレス鋼中に浸漬した B_4C ペレットは、融点未満の温度でステンレス鋼中に溶解し、B_4C ペレットとステンレス鋼との接触温度が増加するに従い、B_4C の溶解速度が増加することが示された。

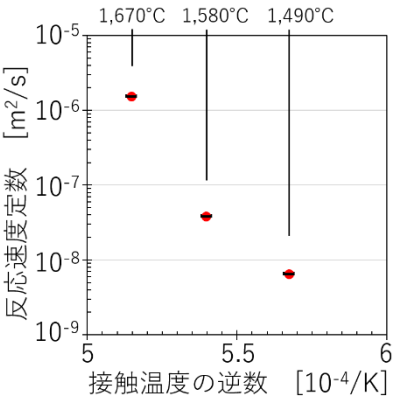


図 3 温度に応じた溶解速度変化

*経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度の高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果を含む

*Yuki Emura[1], Kenji Kamiyama[1] and Hidemasa Yamano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (17) 溶融ステンレス鋼／B_4C 固液反応後の元素濃度分布

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(17) Reaction Behavior between Molten Stainless Steel and Solid Boron Carbide

*中村 勤也[1]、太田 宏一[1]，江村 優軌[2]，高井 俊秀[2]，山野 秀将[2]
[1]電中研、[2]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷時に、燃料に先行して制御棒が溶融・移行する挙動解析モデルを構築するため、溶融ステンレス鋼（SS）と中性子吸収材（B_4C）の高温反応後の SS を対象に、構成元素の濃度分布を測定した結果、ホウ素濃度は水平方向に一様である一方、鉛直方向には下方ほど低下する傾向が認められた。
キーワード：ナトリウム冷却高速炉, 炭化ホウ素, 制御棒、共晶反応、濃度分布

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷時において、制御材（B_4C）とステンレス鋼（SS）は約 1200℃以上に達するとその界面近傍で共晶反応により鉄を主成分としホウ素を含む低粘性融体を形成して下方へ移動し、燃料に先行して形状を喪失すると考えられている。原子力機構は、この共晶反応および融体の移動挙動を解析するコード開発を進めている[1]。本報告では、上述解析コードの検証データを取得することを目的に、B_4C と SS の高温反応試験で得られた溶融固化体の断面について、微細組織観察ならびに元素濃度分布を測定した。

2. 濃度分析に供した B_4C/SS 高温反応試料

表 1 に示す 2 種類の体系で、アルゴンガス雰囲気に置かれたアルミナ製角型容器内で、B_4C 焼結体と溶融 SS を反応させたのちに炉冷した[1-3]。2014-2 試験では、溶融 SS と B_4C 焼結体が接触し溶融 SS の凝固が完了するまで約 8 分、接触後の溶融 SS の最高温度は 1485℃であった。また、2017-4,6 試験ではヒーター温度 1600℃、2017-5,9 試験では同 1800℃で加熱された溶融 SS 中に B_4C 焼結体を一定時間（0 分または 1 分）浸漬後に加熱電源を遮断した。いずれの試験も浸漬部の B_4C は全量溶解した。冷却後の SS 縦断面を対象に、電子プローブマイクロアナライザー（EPMA） を用いて微細組織観察および元素濃度分布を測定した。

表 1　B_4C/SS 高温反応試験条件[1-3]

項目	試験名				
	2014-2	2017-4	2017-5	2017-6	2017-9
試験体系	B_4C焼結体入り容器にSSを出湯	B_4C焼結体を溶融SS中に浸漬			
B_4C寸法	接触面（W50mm×H25mm）×D30mm	φ 10mm×H25mm（浸漬部分）			
溶融SS寸法 重量	W131mm×D104mm×H17mm 2.1 kg	W190mm×D190mm×H25mm 8.2 kg			
備考		浸漬0分後電源断	浸漬1分後電源断		

3. 溶融 SS 中の元素濃度分布

いずれの試料も、SS 全域にわたり(Cr,αδFe)と$(Cr,Fe)_2B$ の共晶組織を形成した。SS 中に溶解するホウ素量が溶解度限以下の場合、試料全域にわたり均一な共晶組織を形成し、B_4C 焼結体の浸漬位置からの距離によるホウ素濃度分布に有意な差は見られなかった（2017-4,5,6,9 試験）。一方、溶解度を超えるホウ素が SS 中に拡散した場合、水平方向には一様な共晶組織を形成するが、鉛直方向には上方ほど$(Cr,Fe)_2B$ 相の割合が増加し、上面近傍のみに針状組織 $(Cr,Fe)_2B$ が形成された（図 1 、2014-2 試験）。図 2 に示すとおり、底面から上面に向けてホウ素濃度が単調増加する傾向から、溶融 SS 中のホウ素の拡散が水平方向に速いものの、下方へは相対的に遅い傾向が示唆される。これらの結果は、高速炉制御棒の共晶反応およびその移動挙動解析コードの検証データに活用される。

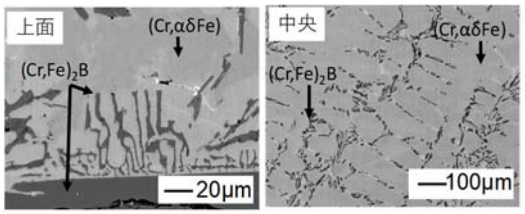


図 1　溶融 SS の微細組織（2014-2 試験）

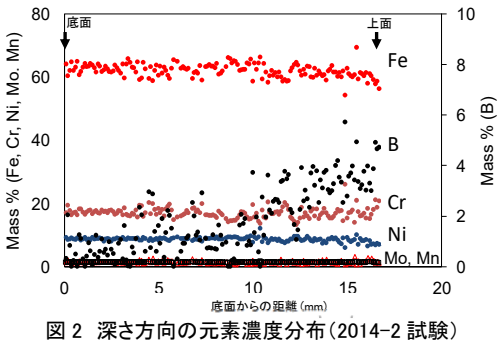


図 2　深さ方向の元素濃度分布（2014-2 試験）

*本報告は、経済産業省からの受託事業である、平成 29 年度および平成 30 年度高速炉国際協力等技術開発の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] H. Yamano, et al., FR17, IAEA-CN-245-43, [2] 山野ら，第 21 回動エネシンポ, 2016, B242, [3] 山野ら，第 23 回動エネシンポ, 2018, A224.

* Kinya Nakamura[1], Hirokazu Ohta[1], Yuki Emura[2], Toshihide Takai[2], Hidemasa Yamano[2], [1] CRIEPI, [2] JAEA

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究
（18）安全解析コードで用いる共晶反応モデルの検証

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

(18) Validation of Eutectic Reaction Model for Use in Reactor Safety Analysis Code

*劉 暁星[1]，守田 幸路[1]，山野 秀将[2]

[1]九州大学，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故評価において B_4C 制御棒材料とステンレス鋼の共晶溶融反応及び共晶溶融物の移動挙動を評価するため、安全解析コードで用いる物理モデルの開発を進めている。本研究では、制御棒の液相化に関する基礎試験を対象とした解析を行い、物理モデルの基本的な妥当性について検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炉心損傷事故，共晶溶融反応，高速炉安全解析コード

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故では、炉心物質が再配置することで炭化ホウ素（B_4C）制御棒材料とステンレス鋼（SS）の相互作用によって共晶溶融反応が生じる可能性がある。本研究では、この共晶溶融反応及び共晶溶融物の移動挙動に関する物理モデル[1]を組み込んだ高速炉安全解析コード SIMMER-III を用い、制御棒の液相化に関する基礎試験[2]を対象とした解析を行なった。

2. 解析条件　2017-4 試験を対象とした解析体系（２次元）を図１に示す。試験では、坩堝（幅約 195× 195 mm ; 深さ 35 mm）中で溶融させた SS（質量 7 kg ; 初期温度 1,861 K）に円柱形の B_4C ペレット（直径 10 mm, 長さ 80 mm）が浸漬された。本解析では B_4C ペレットを B_4C 粒子で、矩形坩堝を円筒容器で模擬した。

3. 解析結果　図２に浸漬後 800 秒での溶融 SS プール界面位置から深さ方向のホウ素の質量分率の分布を示す。ここで、径方向の計算セル（i=4~6）の中心位置は、円筒容器中心から、それぞれ、32.5 mm、41.5 mm、51 mm に相当する。本解析結果は、B_4C ペレット表面で SS と反応して生成した共晶溶融物が浮力によって溶融 SS プール中を移動し、溶融 SS プール界面に集中して分布することを示している。

謝辞　本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果を含む。

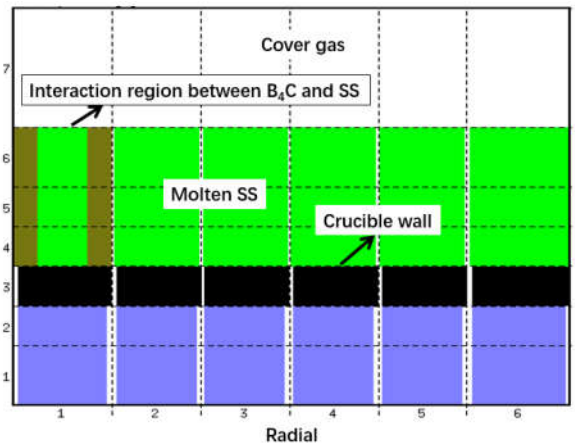


図１　制御棒液相化基礎試験の解析体系

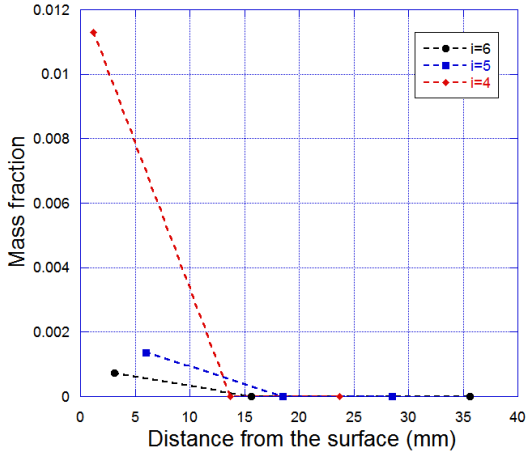


図２　溶融 SS プール中のホウ素分布（800 秒後）

参考文献

[1] X. Liu et al., Proc. NUTHOS-12, No. 572, Qingdao, China, Oct. 12-18, 2018.

[2] H. Yamano et al., Proc. Global 2019, Seattle, USA, Sep. 22-26 2019.

*Xiaoxing Liu[1], Koji Morita[1] and Hidemasa Yamano[2]; [1]Kyushu Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究
（7）低水深プール中での融体流出試験に対する解析モデルの検証

Studies on Relocation Behavior of Molten Core Materials
in the Core Disruptive Accident of Sodium-cooled Fast Reactors
(7) Validation of Analysis Models for the Melt Discharge Experiments into a Shallow Water Pool

*五十嵐 魁[1]，堺 公明[1]，加藤 慎也[2]，松場 賢一[2]，神山 健司[2]
[1]東海大学，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における炉心溶融物質の堆積挙動を解明するため、SIMMER コードを用いて、低水深の水プール中に溶融した低融点合金を落下させる模擬試験を対象とした解析を実施した。本発表では実験値と解析値の比較によって解析体系モデルの妥当性を検証した結果について報告する。
キーワード：高速炉、炉心崩壊事故、溶融炉心物質再配置、SIMMER

1. 緒言

高速炉の炉心崩壊事故時に溶融した炉心物質は、主に制御棒案内管を通じて炉心部から流出し、炉心入口プレナムの底板と衝突しながら当該底板上に堆積する場合が想定される。この噴流衝突を伴う堆積挙動の解明は、炉心崩壊事故に関する事象推移をより明確にし、安全評価の不確かさを低減する。そのため、当該挙動の実験的知見の拡充とそれに基づく評価手法の開発が重要である。本報では、融体の噴流が冷却材プール中の底板に衝突する際の挙動を模擬した低水深プールへの低融点合金の落下試験[1]を対象に、高速炉安全解析コード SIMMER を用いた解析評価を実施し、実験値と解析値の比較によって、解析体系モデル（図 1）の妥当性を検証することを目的とする。

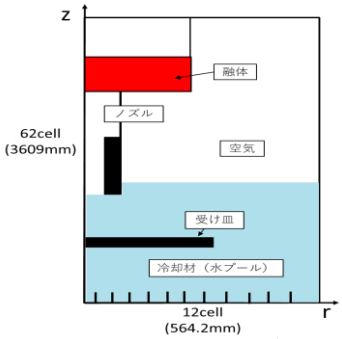


図 1　解析体系モデル

2. 解析方法

本研究で対象とした実験は水プール中に低融点合金の融体を落下させ、底板上での融体の広がりに関する温度及び圧力を測定するものである[1]。解析体系モデルを図 1 に示す。解析体系は融体注入ノズルを中心軸とした円筒座標系として、解析セルを設定した。特に、ノズル近傍及び底板近傍の解析セルのサイズが結果に影響を及ぼすことから不等間隔のメッシュ構成とし、ノズル近傍でのメッシュを詳細化した。

3. 解析結果

図 2 に底板上の中心位置（r=0mm）の温度に関する実験と解析の比較を示す。解析では実験と同様に融体の流入による温度上昇挙動が再現された。また、図 3 にプール中の圧力挙動について実験と解析との比較を示す。圧力変動は高温の融体の侵入に伴う冷却材の沸騰・凝縮等により発生すると考えられるが、解析において実験での圧力変動の最大/最小値の範囲及び周期等の挙動の傾向が一致することが確認された。

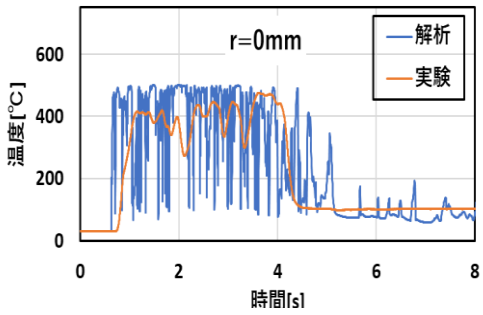


図 2　底板上温度

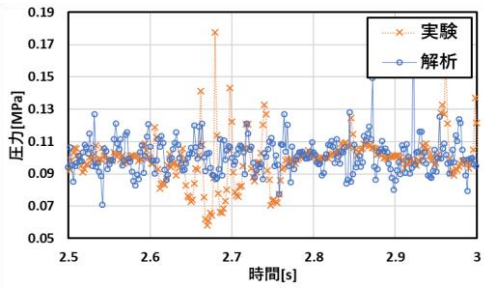


図 3 プール中の圧力挙動

4. 結言

低融点合金の融体の噴流が冷却材プール中の底板に衝突する際の挙動について、SIMMER コードを用いて解析を実施し、解析値と実験値の比較等を実施した。その結果、実験時の全体的な温度挙動、圧力挙動が概ね再現されており、解析体系モデルの妥当性を確認することができた。

謝辞　解析実施にあたり（株）NESI 細野正剛氏、菅谷正昭氏、金岩潤一郎氏及び日本原子力研究開発機構 田上浩孝氏にご助力，ご助言を頂きました。ここに感謝致します。

参考文献

[1] 江村ら、ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故時における溶融炉心物質の再配置挙動に関する研究
(4)試験条件が低水深プール中での融体の分散・堆積に与える影響　原子力学会 2017 秋の大会　[2B08]

*Kai Igarashi[1] , Takaaki Sakai[1] , Shinya Kato[2] , Ken-ichi Matsuba[2] , Kenji Kamiyama[2]
[1]Tokai Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Board and Committee：Standards Committee

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[2G_PL] Systematical Application of Standards for Safety Enhancement against External Hazards

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[2G_PL01] Basic Attitude toward Nulcear Safety against External Hazards

*Takashi Takata[1] (1. JAEA)

[2G_PL02] International Discussion on External Hazards

*Koichi Kobayashi[1] (1. NRA)

[2G_PL03] Status of Response to External Hazards on the Existing Nuclear Power Plants

*Tetsuro Kobayashi[1] (1. J-Power)

[2G_PL04] Significant Contents of the External Hazards Standards

*Yoshiyuki Narumiya[1] (1. JANSI)

[2G_PL05] Discussion

2019年秋の大会

標準委員会セッション

外部ハザードにかかる学協会規格の整備をどう進めるか？
Systematical Application of Standards for Safety Enhancement against External Hazards

（1）外部ハザードに対する原子力安全の基本的考え方

(1) Basic Attitude toward Nuclear Safety against External Hazards

*高田　孝[1], 成宮　祥介[2], 小林　哲朗[3]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]原子力安全推進協会, [3]電源開発

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓から、外部ハザードにかかる規制範囲の拡充とそれに適合するための対策実施が行われている。適合と審査されたプラントは、外的事象に対して安全性は高いと考えられる。しかし、十分な条件設定で設計した設備対策だけでは、外部ハザードの想定を超える影響、新しい外部ハザードの発生、など、条件の変化に対応できない。原子力発電所が外部ハザードに対して高い安全性を将来にわたり維持していくために、実行可能で合理的なリスク情報を活用した取り組み（対策とマネジメント）が必要である。そこで設計で考える領域と設計を超える領域の対応の考え方、そして、不確実さの大きい外部ハザードに対する安全余裕の考え方、について合理的な規制及び対策につながる議論が必要であり、それらの考え方を具現化していく学協会規格への反映が重要である。

標準委員会原子力安全検討会では、地震工学会の地震安全基本原則研究委員会と協働して地震安全にかかる基本的考え方と実践へのアプローチを議論（地震安全基本原則分科会、2016.5～2018.3）していることを踏まえ、地震だけでなく、他の外部ハザードについても、安全にかかる基本的考え方をまとめ、学協会規格整備及び評価手法・対策技術の研究開発の進展にかかる提言を検討している（外的事象安全検討会2018.3～）。本報では、これまでの検討で議論された外部ハザードに対する原子力安全の基本的考え方について概説する。

2. 基本的考え方

外部ハザードの大きな特徴は、発生頻度はその影響に対し不確かさが大きいこと、また空間的にも時間的にも広範囲になる可能性があることである。このため、リスクを全体的にかつ合理的に低減させることが重要となる。これまで検討された基本的な考え方を図 1 に示す。

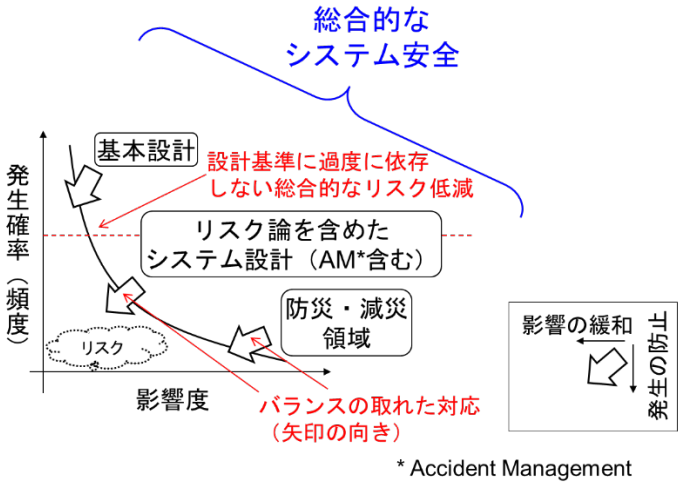


図 1 外部ハザードに対する安全確保のための基本的な考え方

図は一般的な外部ハザードにおける影響度とその発生頻度を示したものであり、この曲線に囲まれた領域の大きさがリスクの大きさに相当する。リスク低減に対する基本的な対処としては、基本設計、システ

ム設計（AM 含む)、緊急時の対応としての防災・減災領域の 3 つに分けられる。従来の安全確保では、設計基準として、基本設計とシステム設計とを明確にすみ分け、それぞれの領域での安全対策が検討される。しかしながら、本来リスクを総合的に低減させる観点では設計基準は区分にすぎず、設計基準に過度に依存することなく、総合的にリスクを低減させることが重要と考えられる。また、リスクを総合的に低減させるためには緊急時の対応としての防災・減災も含めることが重要である。特に外部ハザードでは、その影響が原子力発電所外にも及ぼしている場合が大きく、その影響も含めた対策において対応する機関とどのような連携ができるかを常時協議することが重要となる。

リスクを総合的に低減するためには、頻度の高い領域では発生の防止（図中の下向きの矢印）に重点を、影響度の高い領域では影響の緩和（図中の左向きの矢印）に重点をおくことが有効であるといったように、それぞれの領域で発生の防止と影響の緩和を合理的に組み合わせた安全確保が重要となる。そのためには、リスク情報（決定的、確率論的リスク評価を含む）を活用した意思決定プロセス（リスクマネジメント）ならびに、機器や設備だけではなく、人的な対応およびそれらのマネジメントを含めた総合的なシステムにより安全を確保することが重要である。なお、リスク情報を活用した意思決定プロセスは原子力発電所のすべてのフェーズで行われるべきである。

また、安全確保と直接関係するものではないが、基本設計においては安全設計だけではなく、原子力発電所の社会的役割を供用期間中に継続的に果たすこと（供用性の確保）を目的とした性能設計の観点も重要となることが議論された。

3. 外部ハザードの選定

安全確保の基本的考え方ではリスク情報活用が重要となるが、これはすべての外部ハザードにおいて確率論的リスク評価を行う必要があるわけではなく、外部ハザードの発生頻度やその特性に応じたリスク評価を行うべきであり、外部ハザードの選定をおこなうことが重要となる。外部ハザードの選定に関しては学会標準[1]を参考に、評価すべき外部ハザード（重畳も含む）の選定と分類化の整理が重要となる。

4. おわりに

標準委員会原子力安全検討会で設置された分科会（地震安全基本原則分科会、外的事象安全検討会）での議論をもとに、これまでの検討で議論された外部ハザードに対する原子力安全の基本的考え方についてまとめた。次報以降では、外部ハザードに係る国際動向、国内外の具体的な対応状況を概説した後、議論された基本的考え方をもとに今後学協会規格が備えるべき事項について報告する。

参考文献

[1] 日本原子力学会標準委員会, AESJ-SC-RK008:2014, 2014.

---

*Takashi Takata[1], Yoshiyuki Narumiya[2], Tetsuro Kobayashi[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Japan Nuclear Safety Institute, [3]Electric Power Development Co., Ltd. (J-POWER)

2019年秋の大会

標準委員会セッション

外部ハザードに係る学協会規格の整備をどう進めるか？
Systematical Application of Standards for Safety Enhancement against External Hazards

（2）外部ハザードに係る国際動向

(2) International Discussion on External Hazards

*小林 恒一[1]
[1]原子力規制庁

1. はじめに

平成 25 年 7 月 8 日に改正原子炉等規制法[a]が施行され、従前の基準と比較して、重大事故等を防止するための設計基準が強化されるとともに、重大事故等やテロが発生した場合に対処するための基準が新設された。さらに、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓である「自然事象に起因する共通要因による安全機能の喪失」を踏まえて、地盤について「将来活動する可能性のある断層等の評価」、地震について「断層連動の考慮や地下構造の把握等による地震・地震動規模の想定」、津波について「基準津波やドライサイト等の規制要求の明確化」等の規制基準の見直しを行った。また、地震・津波以外の自然事象として竜巻・火山等の要求を明確化した評価ガイドを制定した。

このように自然事象関連の規制基準の見直し及び強化が行われたことを踏まえ、本報告は外部ハザードのうち自然ハザードを中心に、基準等及びそれらの知見拡充に関する規制研究の国際動向調査について報告する。また、SSC[b]のフラジリティを含めたシステム全体の安全性評価のための自然事象に係る情報も報告する。

なお、本報告は、原子力規制庁の地震・津波研究部門に関わる外部ハザードに関する国際業務から抽出したものであり、原子力規制委員会・原子力規制庁の公式見解ではなく、国際動向をすべて網羅的に調査したものではない。また、これらの国際動向は個人の意見や解釈が入ったものである。

2. 外部ハザード(自然ハザード)に係る国際動向について

2-1. 国際動向の調査方法

原子力規制委員会では、最新の科学的・技術的知見に基づく規制基準の継続的改善のため、IAEA 基準の見直し動向等から規制基準を継続的に改善する施策を進めている。

自然ハザードに関する国際動向についても、上記の考え方に基づき、主に以下の４つの手段により動向調査を行っている。

１）IAEA 関連

・IAEA 安全基準(安全要件(Safety Requirements)、安全指針(Safety Guides)）のドラフト案の検討

・IAEA 安全基準(安全要件(Safety Requirements)、安全指針(Safety Guides)、技術文書(Tecdoc)、安全報告書類(Safety Report)を含む)に関する技術会合(TM) ,専門家会合(CS)への参加

・IAEA/EESS(External Events Safety Section)/EBP(特別拠出金活動)での Working Area

２）OECD/NEA/CNSI[c]関連

・WGIAGE(Working Group on Integrity and Aging of Components and Structures)の Seismic sub-Group への参加、関連情報の入手および議論

・WGEV(Working Group on External Events)への参加、関連情報の入手および議論

３）NRC/RES[d]との情報交換

---

[a] 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
[b] System Structure Component
[c] Organization for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency Committee on the Safety of Nuclear Installations

・NRC/RES の Division of Engineering と年１回程度の情報交換会
４）国内外の研究論文調査等による継続的な知見収集
・自然ハザードおよびその対策等に関する研究論文の収集を毎年行い、スクリーニングを実施。

2-2. 自然ハザードに係る国際動向

・原子力施設に大きな影響を与える自然ハザードとして、地震事象に関する関心が国際的に高い。特に、これまでの地震被害調査を踏まえると、①地震による影響が広範囲に及ぶこと、②SSC に共通して影響を及ぼす共通起因事象であること、③地震に伴う随伴事象（地滑り、岩盤の支持・変位・変形、液状化）が発生することから、これらについての基準等の整備が最優先で行われてきた。
・地震・地震動自体に大きな不確実さを有していることから、確率論的地震ハザード評価を検討する研究が多くみられる。
・洪水（津波を含む。）については、地震の次に国際的に関心の高い自然ハザードであり、例えば OECD/NEA の WGEV は、防護設計を含む洪水ハザードの事例調査を実施している。
・地震、洪水（津波を含む。）以外の自然ハザードについても、WGEV は各国の取り組みを調査している。また、IAEA の安全基準 NS-G-1.5「原子力発電所の設計における地震を除く外的事象」は、これらの見直しを行っている。

3. まとめ

外部ハザードのうち、自然ハザードを中心に国際動向に関する調査を行った結果、更なる安全性評価のためには以下のような課題が考えられる。

1) 自然ハザードは、地質環境や気候条件等に大きく影響されるので、国内外の自然ハザード自体の評価及びそれらに対する対策の動向を知ることが重要である。特に、自然ハザードに関する科学的知見は、調査する対象分野が広いので、学協会、事業者、規制者のそれぞれが知見収集や分析の責任を負っている。国内外の自然ハザードの特徴を分析し規制に反映するためには、学協会は自然ハザード分野の各学会（日本地震学会[1]）等）との連係を確立すべき。
2) 本学会で提言しているプラントの安全性向上は、SSC のフラジリティ評価を含めたリスク情報を活用し合理的包括的に行うために実施するための基本的な考え方であるが、ハザード自体の不確実さを考えた場合、ハザードの評価の精度向上に向けた取り組みを優先すべき。
3) 東京電力福島第一原子力発電所事故の経験を踏まえると、地震や津波等の自然ハザードについては、各事象の特徴（不確実さ等）を評価した上で頑健性を持った具体的な安全対策を行うべきである。特に、低頻度で規模が大きな地震に関する科学的知見が少ない中、そのモデル化（地震規模の設定）、断層モデルを用いた強震動予測手法の適用性、ロジックツリーの評価（各分岐点の専門家の重み付けの考え方）、不確実さの評価等の確率論的地震ハザード評価の検討課題に研究者は熱心であるが、実務的に扱う場合の不確実さ等を基準化するための課題に対して学協会が優先的に取り組むべきではないか。

＜参考文献＞

[１] 山岡耕春：地震学と原子力、日本原子力学会誌、Vol.61、No.3、2019*

*Koichi Kobayashi[1]

[1]Nuclear Regulation Authority, Japan

[d] The U. S. Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research

2019年秋の大会

標準委員会セッション

外部ハザードにかかる学協会規格の整備をどう進めるか？

Systematical Application of Standards for Safety Enhancement against External Hazards

（3）外部ハザードに係る国内外の対応状況

(3) Status of Response to External Hazards on the Existing Nuclear Power Plants

*小林 哲朗[1]，高田 孝[2]，成宮 祥介[3]

[1]電源開発，[2]日本原子力研究開発機構，[3]原子力安全推進協会

1. はじめに

標準委員会原子力安全検討会「外的事象安全分科会」では、外部ハザード（自然ハザード及び故意によらない人為ハザード）に対する原子力の安全確保・向上のための基本的な考え方を検討している。本稿では、分科会で調査した国内外の規制要件等の現状を紹介し、それらの分析により得られた課題等について述べる。

2. 国内の原子力発電所の現状

2-1. 規制要件等

国内の規制においては、福島第一原子力発電所事故（以下、「福島第一事故」という。）の教訓を踏まえた平成 24 年 6 月の原子炉等規制法改正において、外部ハザードに関しては、共通要因故障をもたらす自然現象等に係る想定の大幅な見直しとそれに対する防護対策の強化が図られた。表 1 に、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）の外部ハザードに関係する条文を示す。設置許可基準規則を含む規制基準等における外部ハザードの主な扱いは以下のとおり。

- 設計基準対象施設、重大事故等対処施設とも自然ハザードの評価・防護対象としている。
- 重大事故等対処施設のうち特定重大事故等対処施設には、基準地震動を一定程度超える地震や津波に対して頑健性を高めることを求めている。また、兼用キャスクについては、安全機能を損なうかどうかを設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる告示に定められた地震力等も選択できる。
- 設計基準である基準地震動や基準津波を策定する際には、確率論的なハザード評価に基づく年超過確率に対して基準地震動や基準津波がどのようなレベルにあるのかを参照することが求められており、基準地震動であれば概ね年超過確率 10^{-4}～10^{-5} であることが規制基準適合性審査にて確認されている。
- 設計基準を超える外部ハザードの具体的な想定に係る規定はないが、設計想定を大幅に超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模損壊が発生した場合における保全活動を行う体制の整備に関する措置を求めている。

なお、上述の許認可の他に、原子炉等規制法で定められた安全性向上評価制度があり、事業者が、定期的に発電用原子炉施設の安全性について自ら評価し、原子力規制委員会への届出、公表することとされている。外部ハザードについては、外部事象に係る評価（最新知見に基づく設計基準見直し要否等の評価）、外部事象に係る PRA 及び安全裕度評価を行うこととされている。ただし、この評価結果に対する基準等の規定はない。

2-2. 原子力発電所における対応

規制基準適合性審査で示された主な対応例[1]は以下のとおり。

(a) 地　震

不確かさを考慮して、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から基準地震動を策定し、耐震設計方針を

定めるとともに、安全機能が損なわれないことを確認している。なお、基準地震動による地震力に組み合わせる自然現象による荷重は積雪荷重、風荷重等としている。

(b) 津　波

地震、地すべり、斜面崩壊その他の要因及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して基準津波を策定し、耐津波設計方針を定めるとともに、防潮堤等の対策を加えた上で安全機能が損なわれないことを確認している。

(c) 地震・津波以外の自然現象及び人為事象

国内外の基準や文献等から自然現象を収集し、海外の選定基準を考慮の上、発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象を抽出している。同様に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象（故意によるものを除く）を抽出している。また、抽出した自然現象及び人為事象に対して、必要に応じて飛来物防護ネット（竜巻）、フィルタ（降下火砕物）、防火帯（外部火災）等の対策を加えた上で安全機能が損なわれないことを確認している。なお、自然現象の組合せについては、事象の包絡性、影響の大小及び同時発生の観点から選定している。

また、事業者は、規制基準適合に加えて、安全性向上に向けた自主的な取組みの一環として外部事象に対する評価・対策を行っている。以下に安全性向上評価届出に示された主な対応例[2]を示す。

PRA では、地震及び津波の出力運転時の炉心損傷頻度 CDF、格納容器機能喪失頻度 CFF 及び 137Cs 放出量が 100TBq を超える事故の発生頻度を評価し、設備機能や運転管理の役割を定量的に把握して安全性向上に繋げている。なお、PRA 手法の成熟状況に応じ、地震に伴う津波（重畳事象）等、段階的に拡張することとしている。また、安全裕度評価 では、地震、津波、これらの重畳や随伴事象、号機間相互影響、その他外部事象（自然現象）に対して評価し、設計上の想定を超える外部事象に対する発電所の設備の潜在的な脆弱性又は頑健性を把握して安全性向上に繋げている。なお、その他外部事象については、風速等のハザード値が算出できる事象は、年超過確率を踏まえ、その事象が発生した場合の影響を半定量的に評価し、それ以外は、極端に確率が低い事象を除き、敷地の立地や地理的条件により発生しても影響が起こりえない事象、影響が他の事象に包絡される事象、予想される影響が運用で対処できる事象に分類し定性的に評価している。

表 1　外部ハザードに関連する設置許可基準規則の条文

設置許可基準規則	対象施設	外部ハザード等（故意によるものを除く）
第 3 条　設計基準対象施設の地盤 第 38 条重大事故等対処施設の地盤	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	地震
第 4 条　地震による損傷の防止 第 39 条地震による損傷の防止	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	地震
第 5 条　津波による損傷の防止 第 40 条津波による損傷の防止	設計基準対象施設 重大事故等対処施設	津波
第 6 条　外部からの衝撃による損傷の防止	設計基準対象施設	自然現象：洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等 人為による事象：飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等
第 43 条重大事故等対処設備 第 1 項*1 第 1 号[環境条件及び荷重条件] 第 2 項*2 第 3 号[設計基準事故対処設備との多様性] 第 3 項*3 第 3 号[複数の接続口] 第 5 号[保管場所] 第 6 号[アクセスルートの確保] 第 7 号[設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備との多様性]	重大事故等対処施設	*1：温度、放射線、荷重その他の使用条件 *2：共通要因 *3：共通要因、地震、津波その他の自然現象 注）*1～3 により、台風、竜巻、積雪等の自然現象に対する考慮を実質的に要求[3]

3. 海外の原子力発電所の現状

3-1. 国際機関等

(1) 国際原子力機関（IAEA）

IAEA の安全基準で外部ハザードに関するものには、SSR-2/1（原子力発電所の安全性；設計）、NS-G-1.5（設計における地震を除く外部事象）、NS-G-1.6（耐震設計と耐震性能保証）、NS-G-3.1（立地評価における外部人為事象）、NS-R-3（原子力施設の立地評価）、SSG-9（立地評価における地震ハザード）、SSG-18（サイト評価における気象及び水理ハザード）及び SSG-21（立地評価における火山ハザード）等がある。

(2) 欧州原子力規制者会議（WENRA）

WENRA の安全参照レベル（Safety Reference Level）では、外的ハザードについて、より具体的な要件が示されており、それに関連するものとして Issue F（設計拡張）と Issue T（自然ハザード）がある。

Issue F では、深層防護の一部としての設計拡張条件（DEC）を、IAEA SSR-2/1 と同義でシビアアクシデント条件も含まれ、決定論的及び確率論的な評価の組合せの他、工学的判断に基づき選定するとしている。

Issue T は、福島第一事故を踏まえ 2014 年 9 月に追加されたもので、その構成は以下のとおり。

T1 目標
T2 自然ハザードの特定
T3 サイト個別自然ハザードのスクリーニング及び評価
T4 設計基準事象の定義
T5 設計基準事象に対する防護
T6 設計基準を超えるより過酷な事象の考慮

自然ハザードの評価（T3）については、実施可能であればハザードの重篤度（例：強度、継続時間）と発生頻度の関係を得ること、ある程度起こり得る事象の最大のハザード強度（Maximum Credible Hazard）を決定するとされており、設計基準事象の発生頻度（T4）については、10^{-4}/年 未満を共通目標値としている。また、設計基準を超えるより過酷な事象（T6）の選定及び解析については、①設計基準をわずかに超えただけでシビアアクシデントに至らないかの確認、②著しい炉心損傷や早期又は大規模放出の可能性に対する寄与の把握、③プラント脆弱性の特定並びにロバストネス改善及び防護コンセプト向上の可能性の特定、が目的とされている。また、Issue T のガイダンス文書では、73 個の自然ハザードが例示されており、定期安全レビューPSR でのサイト個別評価も求めている。

(3) ASAMPSA_E プロジェクト

福島第一事故を踏まえ、PRA の適用範囲の拡張・高度化による安全性向上への寄与を目的に、欧州の諸機関を中心に実施された ASAMPSA_E（Advanced Safety Assessment Methodologies: extend PSA）プロジェクトでは、外部ハザードリストとして、73 個の自然ハザード（前述の Issue T と同じ）及び 24 個の人為ハザードが例示され、それらの相互相関が示されている。

3-2. 欧米各国

欧州では、WENRA 安全参照レベルを規制にまだ取り込んでいない国もあるものの、その考え方が主流となっている。以下に、いくつかの国を例に外的ハザードの設計基準事象に係る規定を中心に紹介する。

(1) フィンランド

福島第一事故以前からフルスコープ PRA に積極的に取り組んでいるなど、従来から安全性向上に最も注力している国のひとつである。

放射線原子力安全庁（STUK）の安全指針 YVL の B.7（内部及び外部ハザードに対する対策）では、外部ハザードの設計基準事象としてその発生確率の中央値の信頼度レベルで 10^{-5}/年未満、地震を除く外部事象の DEC として、その発生確率を 10^{-5}～10^{-7}/年（地震では 10^{-7}/年か最大表面加速度 0.2g の大きい方）と規定している（WENRA 安全参照レベルでは DEC の発生確率を定めていない）。

また、YVL の A.7（PSA とリスク管理）に、新設炉の場合、CDF（10^{-5}/年未満）及び早期大規模放出

頻度 LERF（5×10^{-7}/年未満）の設計目標が規定され、設計変更の判断基準になっている。

なお、政府主導の SAFIR プロジェクトでは、気候変動や地球温暖化について、温度、風速、雨等への影響（特にバルト海の水面上昇の影響が大きい）、PRA 手法の高度化等が研究されている。

(2) 英　国

原子力規制局（ONR）の安全評価原則 SAP では、施設の安全性に重大な影響を及ぼさない又は発生頻度が 10^{-7}/年未満の外部ハザードは除外できるとしており、外部ハザードの設計基準事象は、自然ハザードで 1 万年に 1 回以上、人為ハザードで 10 万年に 1 回以上の超過確率を有するものと規定している。

また、技術評価ガイド TAG の NS-TAST-GD-013（外部ハザード）には、外部ハザードが例示されるとともに、自然ハザードに対する設計クライテリアとして事象発生頻度と実効線量の関係が示されている。

(3) 米　国

原子力規制委員会（NRC）の 10CFR Part 50 附則 A の一般設計指針 GDC-2 の「自然現象に対する防護の設計基準」には、地震、竜巻、ハリケーン、洪水等の対象となる自然現象やその影響の組合せ、安全機能の重要度の考慮等を、GDC-4 の「耐環境及び動的影響の設計基準」には、外部ミサイルの影響の考慮を規定している。

設計基準事象としては、NUREG-0800（標準審査指針）に、潜在的被ばくが規制要件（非居住区域境界で 2 時間に受ける実効線量当量が 25rem を超えない等）を超える事象の発生確率が 10^{-7}/年を超える事象、又は発生確率に対する定性的評価と合理的な確率を組み合わせた事象の発生確率が 10^{-6}/年を超える事象と規定している。また、Reg. Guide 等には、地震、洪水、竜巻、ハリケーン、航空機落下の発生確率と影響を踏まえた規制要件が個別に定められている。

なお、NRC では、耐震に係るプラントの潜在的な改造判断に、地震 CDF（10^{-5}/年以下）及び地震 LERF（10^{-6}/年以下）を活用しており、また、福島第一事故後に導入された FLEX 設備の耐震改修判断には高信頼度低損傷確率値（HCLPF: High Confidence of Low Probability of Failure）を活用している。

4. 現状の分析

国内の現状として、外部ハザードのリストアップと評価対象とする外部ハザードの選定、設計想定を大幅に超える大規模な自然災害による大規模損壊への対策等については、海外と比較して遜色はないものの、外部ハザードの設計基準事象の年超過確率、CDF、LERF 等の設計目標が明確にされておらず、安全性向上評価制度が米国 SAR や欧州 PSR よりも低い位置付けとなっていることもあり、海外に比べてリスク活用は限定的なものとなっている。

また、設計基準を超える外部事象について、そのハザードレベルの考え方とその適切な評価手法、気候変動や地球温暖化がハザードレベルや原子力発電所に与える影響も検討すべき課題と考えられる。

その他、データの不確実性や将来の気候変動の観点で結果的に地域性を考慮していない竜巻の最大風速（藤田スケール 3 の最大値相当）にて防護対策を行う考え方、設置許可基準規則等に示されているものの実質的に活用しづらい特定重大事故等対処施設の免震・制震構造や兼用キャスクの告示に定められた地震力等を課題とする意見もある。

5. おわりに

以上、本稿では外的事象安全分科会にて国内外の規制要件等について調査・分析した主な結果を述べた。これらを踏まえ、今後、外部ハザードに対する原子力の安全確保・向上のための基本的な考え方を整理し、学協会規格への反映、研究・技術課題の抽出等に繋げることとしたい。

参考文献

[1] 原子力規制委員会「関西電力株式会社高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3 号及び 4 号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 6 第 1 項第 2 号（技術的能力に係るもの）、第 3 号及び第 4 号関連）」（平成 27 年 2 月 12 日）

[2] 安全性向上評価届出書 川内原子力発電所第 1 号機（平成 29 年 7 月 6 日、平成 30 年 3 月 30 日一部補正、平成 31 年 1 月 7 日）
[3] 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」（平成 30 年 12 月 19 日改訂）

---

*Tetsuro Kobayashi[1], Takashi Takata[2] and Yoshiyuki Narumiya[3]

[1]Electoric Power Development Co., Ltd. (J-POWER), [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Japan Nuclear Safety Institute

2019年秋の大会

標準委員会セッション

外部ハザードにかかる学協会規格の整備をどう進めるか？
Systematical Application of Standards for Safety Enhancement against External Hazards

（4）外部ハザード学協会規格が備えるべき事項

(4) Significant Contents of the External Hazards Standards

*成宮 祥介[1]，高田 孝[2]，小林 哲朗[3]
[1]原子力安全推進協会，[2]日本原子力研究開発機構，[3]電源開発

1. はじめに

原子力学会標準委員会の原子力安全検討会では，地震工学会にて検討が開始された地震安全の原則の検討に、協働し 2019 年度の報告書完成を目指しているが，その地震安全にかかる基本的考え方を，地震以外の外部ハザードに拡張するために，2018 年度より「外的事象安全分科会」を設け，外的事象にかかる原子力安全確保・向上のための基本的な考え方を検討している。本稿では，外的事象安全分科会での検討結果を踏まえて学協会規格の制改定を進めていくために，備えるべき事項を分析する。企画セッションでは，この事項を基に論点を展開し会場を交えて総合討論する。

2. 外部ハザード学協会規格の高度化

2-1.学協会規格の現状

外部ハザード（自然ハザード，人為ハザード）に対する原子力安全のための学協会規格は、設計にかかる学協会規格（電気協会:耐震設計技術規程 JEAC4601/技術指針 JEAG4601、耐津波設計技術規程 JEAC4629、火山影響評価技術指針 JEAG4625、原子力学会：地震 PRA 標準、津波 PRA 標準、外的事象リスク評価選定標準、他）が制定・発行されている。そして，原子力発電所における設計に用いられるとともに，リスク評価を行い原子力発電所の安全性向上に役立っている。

しかし、リスク情報を活用した学協会規格への改定は未だ検討中であり、地震、津波、火山以外の外部ハザードについては、学協会規格の整備は未だであり、「保守」「マネジメント」にかかる学協会規格も未整備である。多種多様な外部ハザードに、リスク情報を活用した合理的な学協会規格を整備することが急務である。

2-2. 学協会規格高度化の目指す姿

リスク情報を活用した設計活動、保守活動、マネジメント活動などは原子力の安全性向上に、効率的実行性をもたせる。PRA に代表されるリスク評価から得たリスク情報は原子力発電所のリスク状態を俯瞰し SSC（構築物，系統，設備）の相互関係によるプラント総合機能の視点から，安全性を向上すべき点を把握できる。また，外部ハザードの対応策を決める際，あるいは改善する際には，リスク評価結果，たとえば PRA を用いた場合には炉心損傷頻度 CDF の数値結果を判断材料にするだけでなく，対応策に必要な費用，工事期間，周辺住民の意見などの考慮も必要である。その特性（頻度・規模の不確実さ，広域性，同時性，共通原因，従属事象発生など）から外部ハザードの場合には特に統合的リスク情報活用意思決定（IRIDM：Integrated Risk-Informed Decision Making）プロセスが有効である。その実施基準が必要であるとともに、設計，保守などの保安活動の学協会規格においてもリスク情報の用い方，判断基準，継続的なプロセスなどを IRIDM の標準を適宜利用して，効率的効果的な外部ハザード対応策の決定を行えることが望ましいと考える。

いままでの学協会規格は，活動に合わせて「設計」「リスク評価」などに分冊されている。活動を行う部署がそれぞれ独立していることから，そのほうが使用利便性は高い。ただ，リスク情報活用の規格にするためには，各規格の連携をいままで以上に密に，かつ丁寧に持たせる必要がある。規格には「引用規格」を設定し規定の一部を別の規格の規定に依存することができる。

3. 外部ハザード学協会規格が備えるべき事項

外部ハザードの有する特性から，次のような事項を含んだものであると考えた。

1）不確実さの扱い：発生頻度が高くいわゆる設計領域と考えられるハザード強度領域では想定条件に余裕を持たせることで安全は確保できるが，発生頻度が低く影響が大きい領域では生じるシナリオが多種多様になり時間的にも変化する可能性があるので単純に安全余裕を大きくとるだけでは対応に抜けが生じるおそれがある。そこで定量的不確実さ解析を行うとともに定性的な評価しかできない場合においても，不確実さのためにカバーできていない可能性のあるハザード領域に対し丁寧で緻密なモニタリングを行う，世界的に自然災害情報に注視し反映すべき知見を見出す，不確実さ幅を超えたシナリオが発生した場合に備え外部支援も含んだ対応策を準備しておく，などの臨機応変かつ柔軟な対応策を作るための規定を有する規格が必要である。

2）事故シナリオの選定：リスク評価から得られる外部ハザードの事故シナリオは多岐に及ぶ。さらに同時に複数箇所，複数設備，で異常事態になり対応の優先順位，対応設備の使用時間など配慮しておくために事故シナリオを整理し影響・頻度の視点からグレード分けしておくことが有効である。

3）規格の階層化：対応策あるいは評価方法を詳細かつ具体的に規定することは，複雑で対応期間が長く不明確な外部ハザードに関して必ずしも有効ではない。固定的な対応策だけでは時間とともに変化する外部ハザードに対応できない。そこで「性能的規定」「仕様的規定」「詳細方法」「例示」のように規格を階層化して策定することにより新技術の導入が容易になる。

4）防災にかかる規定：外部ハザードは発電所内のみに影響を及ぼすばかりではない。規模の大きいものになるとサイト周辺のかなりの広域において被害が及ぶ場合もある。原子力発電所の深層防護第 5 レベルでは周辺住民が避難することに加え，外部からプラントへの緩和設備や物資・人員の搬入もあるので，防災にかかる規定も重要である。

5）新知見の迅速な取り入れ：外部ハザードは種類や影響の大きさに地域性はあるものの世界中で発生する。我が国に影響が及ばない外部ハザードであっても，あるいは被害対象が原子力施設でなくとも，外部ハザードにかかる情報は随時把握し，必要なものは分析・対応策検討を行うことが必要である。

6）対応策考慮時の多面的思考：1）でも述べたことと共通するが，外部ハザードに対する対応策を考える際に，外部ハザードが引き起こす事故シナリオが複雑になることから対応策の実効的マネジメントとして，対応策の流用，人員設備の分配方法の効率的検討を事前に行い，決めておき，円滑なクライシスマネジメントに移行できることが重要である。

7）外部ハザード全体を総括する規格の重要性：外部ハザードは種々なものが含まれる。サイトに依り必要な外部ハザードを選定し適切な対応策を決めて取り組むのであるが，スクリーニングと適切な評価方法を決めた規格も重要である。

4 おわりに

外部ハザードの特性から臨機応変かつ柔軟な対応策を行うことが規定された学協会規格の必要性，重要性を展開した。多種多様な外部ハザードに，十分な余裕をもった想定条件での余裕のある対応策は，一時的には可能でも継続できない。限られたリソースを効率的に分配して安全性を維持向上していくこともリスクマネジメントの目的である。リスク情報活用が，単に PRA の数値結果を使うだけではないことから IRIDM のプロセスとのリンクに依る規格高度化の概念検討を行った。

* Yoshiyuki Narumiya[1], Takashi Takata[2], and Tetsuro Kobayashi[3]

[1]Japan Nuclear Safety Institute, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Electric Power Development Co., Ltd. (J-POWER)

.

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

[2G_PL] Systematical Application of Standards for Safety Enhancement against External Hazards

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Common Education Bildg. 2F C22)

[2G_PL05]Discussion

東電福島第一原子力発電所事故の教訓から、地震、津波のみならず外部ハザードに対する安全向上の取り組みが規制、事業者、研究機関、メーカ等で鋭意進められてきた。不確実さの大きい外部ハザードに対して今後、継続的に安全性を向上させていくため、新知見の適切な反映と実行可能で合理的なリスク情報を活用した取り組み（対策とマネジメント）が必要である。標準委員会は、外部ハザードにかかる学協会規格整備及び評価手法・対策技術の研究開発の進展のために、本企画セッションで、基本的な考え方、国内外の外部ハザード対策の現状分析、そして規格に必要な事項について意見交換を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[2G10-14] Emergency Preparedness/Risk Management

Chair:Kenta Murakami(Nagaoka Univ. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2G10] Plant incident progress scenario analysis for Mihama nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2018

*Ikuo Kawasaki[1], Toshiya Takaki[1], Akira Onoue[2], Hiroyuki Ikeda[2] (1. INSS, 2. KEPCO)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2G11] Efforts for Emergency Response at Shika Nuclear Power Station

*TOSHIHIRO AIDA[1], DAISUKE SUIMON[1], AKIRA OHBATA[1], KOHJI ONO[1], HISAKAZU NAKASONE[1], DAIKI SHIRAMIZU[1] (1. Hokuriku Electric Power Company)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2G12] Study on Safety Function Reliability Evaluation and Risk Management during the Decommissioning of Accident-Damaged Nuclear Power Plant - Based on the Results of Confinement Function Reliability Evaluation -

*Takayuki Aoki[1], Junya Masuko[2], Takayuki Negishi[3] (1. Tohoku University, 2. The Japan Atomic Power Company, 3. Nuclear Engineering and Services Company)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2G13] VUCA Framework for Risk Management of Nuclear Power Station

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Masato Nakajima[2] (1. Tokyo City University, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2G14] Developmet of tool for containment vent timing prediction using MAAP database.
(3)Development of on-site radiation dose map

*Takumi Noju[1], Kenichi Bando[2], Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1] (1. TEPSYS, 2. TEPCO HD)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

平成 30 年度 関西電力美浜発電所原子力防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析

Plant incident progress scenario analysis for Mihama nuclear emergency exercise of Kansai Electric Power Co., Inc. 2018

*川崎 郁夫[1]，高木 俊弥[1]，尾上 彰[2]，池田 浩之[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]関西電力

平成 30 年度に実施された関西電力美浜発電所原子力防災訓練のプラント事象進展シナリオ解析を実施した. 事象発生とその後の工学的安全設備の多重故障,緊急安全対策等を想定した解析を実施し，得られた結果から原子力災害対策特別措置法（原災法）に基づく特定事象発生時刻やプラント応答等の事象進展の評価を実施した.
キーワード : 原子力防災訓練，原子力災害特別措置法（原災法），MAAP コード

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故では，地震後に襲来した津波により，全交流電源喪失，原子炉冷却機能喪失，使用済燃料プール冷却機能喪失が発生したことにより事故が拡大し，また複数機同時発災も災害規模を大きくしたと考えられている．関西電力ではこの事故を踏まえ，空冷式非常用発電装置や大容量ポンプの配備等ハード面の対策だけではなく，初動人員体制の強化，機器の接続訓練等ソフト面の緊急安全対策が講じられてきた.

福島第一原子力発電所事故を踏まえた平成 30 年度の美浜発電所原子力防災訓練では，美浜 3 号機を対象として，要員参集訓練，通報連絡訓練，アクシデントマネジメント対応等が実施された.

本報では，美浜 3 号機防災訓練シナリオに基づき MAAP コードを用いてシナリオ解析を実施し，原災法に基づく特定事象発生時刻や主要事象発生時刻等のプラント応答等，災害事象進展の評価を実施したので，その結果を報告する.

2. 結果の概要

2-1. 事象進展解析

今回の防災訓練では，若狭湾沖にて地震が発生し，運転中の美浜 3 号機の原子炉が自動停止する．このとき地震の影響により外部電源を喪失し，A 非常用ディーゼル発電機が故障により自動起動せず，１系統のみの電源供給状態が 15 分継続して警戒事象となる．B 非常用ディーゼル発電機が故障により停止して全交流電源喪失となり，30 分継続して特定事象（原災法第 10 条）となる．その後，余震発生により 1 次冷却材配管に大破断が発生し，全交流電源喪失により ECCS 注入不可となり緊急事態事象（原災法第 15 条）となるが，炉心への注水手段が回復し炉心損傷に至らず事象は収束する．解析はこれらの想定に基づき実施した（表 1 は想定した訓練シナリオ概要）.

表１　想定した訓練シナリオ概要（美浜 3 号機）

地震発生、原子炉トリップ、外部電源喪失、 A 非常用ディーゼル発電機故障 １系統のみの電源供給状態 15 分継続　⇒警戒事象 原子炉冷却材漏えい発生（小破断）
B 非常用ディーゼル発電機故障 ⇒全交流電源喪失 30 分継続 ⇒特定事象（原災法第 10 条）
急速冷却開始（主蒸気逃がし弁開放）
タービン動補助給水ポンプ故障停止 蒸気発生器狭域水位 0%未満 ⇒特定事象（原災法第 10 条）
余震発生 原子炉冷却材漏えい量拡大（大破断） ＊全交流電源喪失により ECCS 注入不可 ⇒緊急事態事象（原災法第 15 条）
空冷式非常用発電装置起動 B 非常用ディーゼル発電機復旧 恒設代替低圧注水ポンプ等による炉心注入 原子炉下部キャビティ注水ポンプ等による格納容器スプレイ
事象収束

2-2. プラント応答

図 1 に美浜 3 号機の 1 次冷却材圧力の挙動を一例として示す．解析結果では，主蒸気逃がし弁開放による急速冷却により 1 次冷却材圧力は約 4MPa まで低下する．その後，余震発生により 1 次冷却材配管に大破断が発生し，１次冷却材圧力は 0Mpa となる.

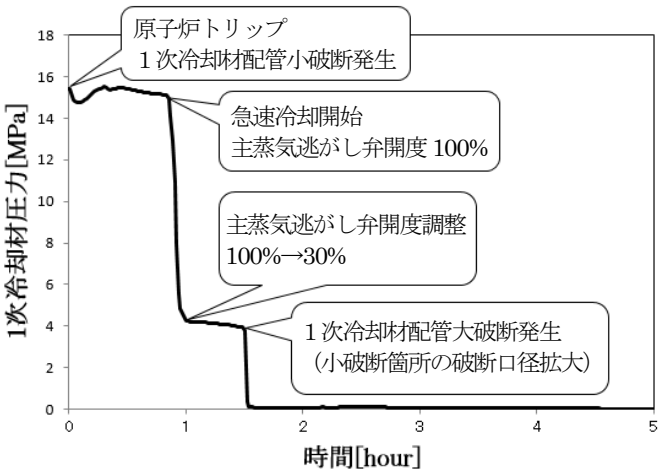


図１　１次冷却材圧力の時系列変化（美浜 3 号機）

3. まとめ

福島第一原子力発電所事故を鑑みた緊急安全対策に基づいた平成 30 年度の原子力防災訓練の事象進展解析を，美浜 3 号機を対象に実施した．MAAP コードの解析結果によれば，炉心注入等のアクシデントマネジメント策を実施することにより，炉心損傷に至らず事象収束することを確認した.

参考文献
なし

* Ikuo Kawasaki[1], Toshiya Takaki[1], Akira Onoue[2], Hiroyuki Ikeda[2]
[1] Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2] Kansai Electric Power Co., Inc.

志賀原子力発電所における緊急時対応に備えた取り組みについて

Efforts for Emergency Preparedness at Shika Nuclear Power Station

*四十田 俊裕[1]，水門 大輔[1]，大畠 章[1]，小野 浩嗣[1]，中曽根 久和[1]，白水 大貴[1]

[1]北陸電力（株）

志賀原子力発電所における緊急時対応に備えた取り組みとして，昨年度（2018 年度），運用面の大きな改善を講じ，有意な成果を得ることが出来た。それら改善事例を以下に示す。

キーワード：緊急時対応，共通状況図，コミュニケーション，原子力災害

1. 緒言

志賀原子力発電所は，2011 年３月の福島第一原子力発電所事故に係る教訓を踏まえ，発電所の緊急時対応能力の向上に資するため設備面及び運用面の双方で強化を図っている。運用面に関して，米国の危機管理で採用されているＩＣＳ（Incident Command System）の構成要素を参考に，緊急時対応における指揮命令系統，情報コミュニケーションの改善に取り組んだ事例を紹介する。

2. 緊急時対応における指揮命令系統，情報コミュニケーションの改善

原子力災害事象などの緊急時には，所長をトップとした原子力防災組織を構成して対応するが，所長は災害規模に応じ，二人の副本部長を幾つかの実行部門の総括指揮者（Incident commander）として，事故収束戦略を総括する技術総括と所外組織連携やロジスティックを総括する情報総括を指名する。所長の直接的な指揮人数が管理限界を超えないような体制とし，両総括は各任務の実行部門の総括指揮を担い，情報コミュニケーションの乱立を防止するとともに，効果的なオペレーション管理を実行可能とした。

次に情報コミュニケーションツールの導入展開を進め，緊急時対応に係る全てのオペレーションをほぼリアルタイムで，かつ可視化した状態で所外の要員も含めて情報登録，認知できる環境とするとともに，対処にあたる要員，組織間での緊急時関連情報の共通認識を確実にするため，共通状況図（Common Operational Picture）を開発した。共通状況図は，発電所概況（図１），設備状況詳細，敷地マップ，緊急時活動レベル（図２），事故収束対応戦略，事象進展予測の分類で構成する。

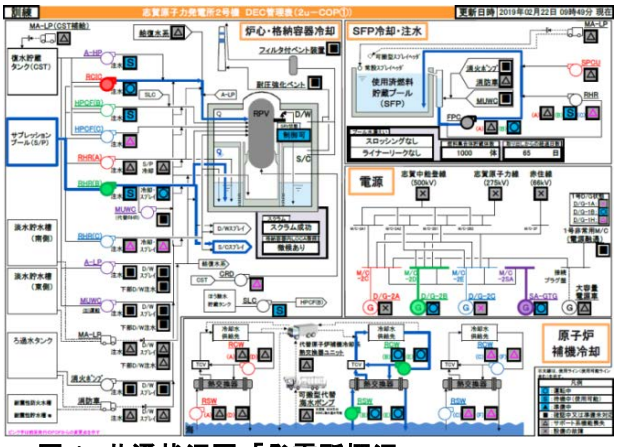


図１ 共通状況図「発電所概況」（演習使用例）

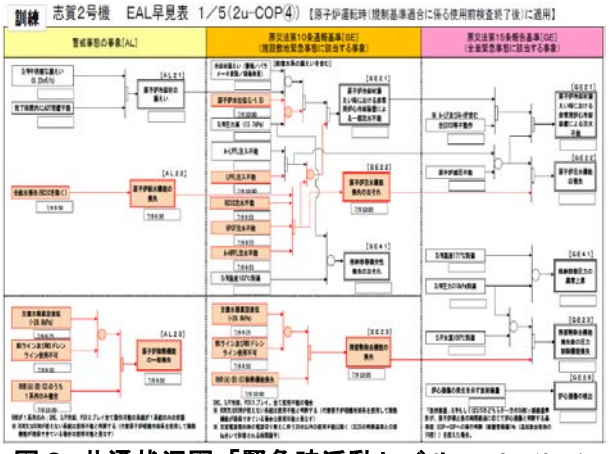


図２ 共通状況図「緊急時活動レベル」（演習使用例）

3. 緊急時対応演習の実施

多様な起因事象，事故シーケンスの模擬演習を抜けなく実施するため，本店及び発電所合同の緊急時対応演習を四半期毎に１回以上実施している。2019 年 3 月 20 日に総合的な緊急時対応演習（国評価対象）を実施し，事故収束対応戦略の立案や所内外の情報共有について，大きな改善効果を得ることが出来た。

今後も徹底した緊急時対応演習の実施及び改善に取り組み，万一の緊急事態発生に備えるとともに，そのような事態に至らせないよう事故発生防止に係る発電所の運営管理に万全を期していく。

*Toshihiro Aida[1], Daisuke Suimon[1], Akira Ohbata[1], Kohji Ono[1], Hisakazu Nakasone[1], and Daiki Shiramizu[1]

[1]Hokuriku Electric Power Co.

事故炉廃止措置時における安全機能の信頼性評価とリスク管理に関する検討 -閉じ込め機能の信頼性評価を踏まえて-

Study on Safety Function Reliability Evaluation and Risk Management during the Decommissioning of Accident-Damaged Nuclear Power Plant
- Based on the Results of Confinement Function Reliability Evaluation -

*青木孝行[1]，増子順也[2]，根岸孝行[3]
[1]東北大学，[2]日本原子力発電株式会社，[3]原電エンジニアリング株式会社

福島第一原子力発電所（以下 1F という。）のような事故炉は、廃止措置時においても「止める」「冷やす」「閉じ込める」の３つの安全機能が常に確保される必要がある。このため、当該安全機能の信頼性を評価し、その結果を踏まえて事故炉廃止措置時における安全管理のあり方について検討した結果を報告する。

キーワード：事故炉，廃止措置，安全機能，PRA，信頼性，負圧維持システム，外部放出頻度

1. 緒言

1F のような事故炉は、廃止措置時においても「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の３つの基本安全機能を一定以上の信頼性のある状態に維持する必要がある。特に、燃料デブリ取出し時は、「閉じ込める」機能が重要となる時期であるが、この機能を確保するには原子炉格納容器(PCV)及び原子炉建屋(R/B)の負圧維持システムの信頼性を高度に維持する必要がある。そこで、本検討では BWR 事故炉の「閉じ込める」機能に着目し、廃止措置時における PCV 及び R/B の負圧維持システムの信頼性を、確率論的リスク評価(PRA)手法を用いて評価し、その結果を踏まえて安全管理のあり方について検討する。

2.検討

PRA 手法を適用して BWR 事故炉の廃止措置時における PCV 及び R/B の負圧維持システムの信頼性を評価した。

2-1. 評価対象

公開されている PCV 及び R/B の負圧維持システム[1]を参考に図 1 に示す仮想の負圧維持システムを想定し、成功基準として PCV ガス管理系 2 系統のうちいずれか 1 系統と R/B ガス管理系 1 系統の合計 2 系統を、PCV 及び R/B ガス管理系全 3 系統のうちいずれか 1 系統を必要とするケースをそれぞれベースケース、感度解析ケースとして評価した。

2-2. 適用手法

我国の BWR の信頼性評価に広く適用されている標準的な PRA 手法を適用する。

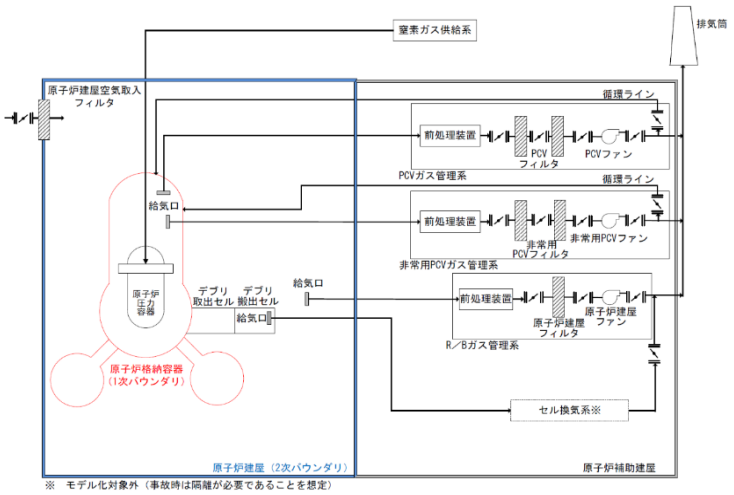


図 1 評価対象とした負圧維持システム

2-3. 評価結果

(1) PRA による評価結果を表 1 に示す。
(2)負圧維持機能喪失頻度に 4 桁の差分があることを確認した。このことから R/B ガス管理系のように、システムの単独故障により負圧維持機能が喪失するシステムにバックアップシステムを追加すれば負圧維持機能の信頼性は格段に向上すると考えられる。
(3) 前処理装置等、多重化されていない機器の故障時に使用するバイパスラインを併設・運用すれば、各システムの信頼性は向上すると考えられる。

表 1 負圧維持システムの信頼性評価結果

	ベースケース(A)		感度解析ケース(B)	
	負圧維持機能喪失頻度（／作業期間）	寄与割合	負圧維持機能喪失頻度（／作業期間）	寄与割合
外部電源喪失	8.57E-07	2.2%	1.76E-12	<0.1%
負圧維持システム（運転中）の機能喪失	3.88E-05	98.0%	7.96E-09	100.0%
合計	3.96E-05	100.0%	7.96E-09	100.0%

3. 結論

事故炉廃止措置時における「原子炉冷却システム」の信頼性評価結果[2]と今回の「PCV 及び R/B 負圧維持システム」の信頼性の評価結果から、冷却材への五ホウ酸ナトリウムの添加等による再臨界対策を行えば、事故炉の廃止措置時にける３つの基本安全機能の信頼性を運転プラント並みに確保すること、すなわち、安全に管理できる状態にすることが可能と考えられる。このため、早期にそのような状態を確立すべく、全力を傾注することが、事故炉廃止措置時におけるリスク管理上、極めて重要である。

参考文献

[1] 高守謙郎，“IRID の研究開発の状況 - 安全と実現性を高める概念設計と今後の技術開発 -”，IRID シンポジウム 2018
[2] 青木孝行，杉原一洋，諏訪秀和，根岸孝行，森田毅“事故炉廃止措置時における安全機能の信頼性評価とリスク管理に関する検討”,日本原子力学会和文論文誌, Vol. 17, No. 2，2018

*Takayuki Aoki[1], Junya Masuko[2]and Takayuki Negishi[3]
[1]Tohoku University, [2]The Japan Atomic Power Company, [3]Nuclear Engineering and Services Company

VUCA フレームワークによる原子力発電所のリスクマネジメント

VUCA Framework for Risk Management of Nuclear Power Station

*大鳥　靖樹[1]，牟田　仁[1]，中島　正人[2]
[1]東京都市大学，[2](一財)電力中央研究所

本稿では、VUCA(Volatile, Uncertain, Complex Ambiguous)フレームワークに基づき、原子力発電所の事故への対応などのリスクマネジメントの枠組みを提案している。

キーワード：VUCA，リスクマネジメント，深層防護，原子力発電所、想定外

1. 緒言

VUCA[1)]とは、混沌とした世界をあらわす軍事用語で、Volatile（不安定）、Uncertain（不確実）、Complex（複雑）、Ambiguous（曖昧）の先頭文字であらわした略語である。近年、経営やビジネスの世界でも使われるようになってきた用語であり、想定外の事象のマネジメントに適していると言われている。本稿では、VUCA フレームワークを援用して原子力発電所のリスクマネジメント方法の枠組みを提案する。

2. リスクマネジメント法の提案

VUCA フレームワーク[1)]に基づく原子力発電所のリスクマネジメント手法の枠組みを図に示す。VUCA フレームの[V]と[S]を、原子力発電所の安全目標のピラミッド[2),3)]の Upper と Intermediate level に対応させることにより、原子力の安全に対しても適用が可能になると考えている。提案する枠組は、事故の進展状況に応じて VUCA のレベルを識別して、[V],[S],[A],[M]の見直しを行いつつ事故の収束に向けてマネジメントを行っていく。未知領域、既知・未モデル化領域の事象や、状況が時々刻々変化する状況等でのマネジメントに有効であると考えている。ここで、VUCA のレベルは、「現状をどれだけ把握しているか」「行動効果をどれだけ予想できるか」という 2 つの軸に基づいて 5 つのレベルに分けられている。レベル 0 は、定期点検等の PDCA サイクルが有効とされている領域であり、レベル 0～4 が提案する方法が有効であると考えられる領域である。また、レベル 4 は前例のない unknown-unknown な状況に対応している。

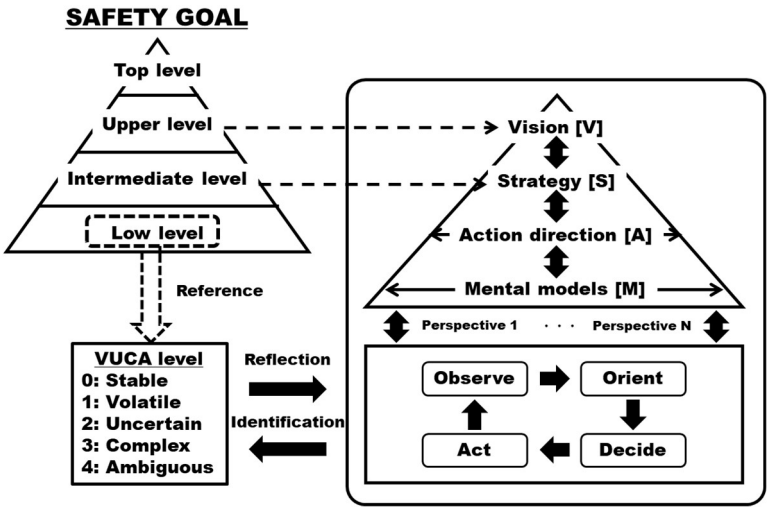


図　VUCA フレームに基づくリスクマネジメント法の概要

3. 結論

本稿では、VUCA フレームワークをベースとして、原子力発電所の事故時のリスクマネジメントの枠組みを提案した。今後、実務への適用を視野に入れて枠組みの見直し・再検討等を行っていく予定である。

参考文献

[1] 入江仁之、想定外でも迷わない！「すぐ決まる組織」の作り方　OODA マネジメント、フォレスト出版、2018 年
[2] The structure and application of high-level safety goals, OECD NEA, 2011.1
[3] Berg, H.P., Journal of Polish Safety and Reliability Association Summer Safety and Reliability Seminars, Vol. 6, No. 1, 2015

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] and Masato Nakajima[2]
[1]Tokyo City University, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry.

MAAP コードを使用した格納容器ベント実施時刻推定ツールの開発
（３）敷地内被ばく線量 map の整備

Development of tool for containment vent timing prediction using MAAP database
(3) Development of on-site radiation dose map

*能重　拓実[1]，板東　謙一[2]，藤原　大資[1]，白井　浩嗣[1]
[1]株式会社テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス株式会社

原子力発電所の防災訓練及び事故対応の際に、緊急時対策所における格納容器ベント時刻推定を支援するツールの整備を進めている。ここでは、当該ツールにベント後の敷地内被ばく線量マップ表示機能の開発について紹介する。

キーワード：過酷事故対応、格納容器ベント、ベント時刻推定、MAAP コード、敷地内被ばく線量

1. 緒言　本ツールは、原子力発電所の過酷事故、若しくはその訓練の場において、格納容器ベント時刻及びベント後の放射性物質放出量（ソースターム）の推定を支援するものである。ツールが保有するデータベースには典型的な事故進展における主要プラントパラメータを事故進展フェーズ毎に分解して収納しており、ユーザは最小限の入力情報を元に瞬時にベント操作に必要な情報を得ることができる。ツールが出力するソースタームは環境拡散評価コード DIANA に受け渡され、格納容器ベント実施後の敷地外の線量影響に活用される。この従来機能に加え、本検討では格納容器ベント実施後の敷地内線量影響評価機能を追加する。評価結果はベント実施後の屋外作業への影響把握に活用することが考えられ、敷地内被ばく線量はマップ状に表示する仕様とする。

2. 被ばく線量評価方法　本機能では、フィルタードベントを経由した環境放出の際の、敷地内各作業箇所の被ばく線量の評価を行う。ユーザは風速、大気安定度、及び屋外作業開始/終了時間を入力し、それに対する積算の吸入摂取及び外部被ばく線量（グランドシャイン線、クラウドシャイン線、スカイシャイン線）が内部計算される。グランド及びクラウドシャイン線評価では、保守的に建屋影響によるプルーム拡散効果は考慮せず、且つプルームは各作業箇所（被ばく線量評価点）を直撃することを仮定している。また、スカイシャイン線の評価は簡易的に支配的なヨウ素フィルタからの影響のみを考慮する。

3. 画面表示例　一例として、大 LOCA シナリオにおける敷地内被ばく線量マップを図１に示す。線量マップ上で作業箇所を指定すると、事故シナリオに応じた線量内訳が表示される。今後は複数号機同時ベント時の合計線量表示や、線量コンター図の表示機能など継続的な改良を実施していく予定である。

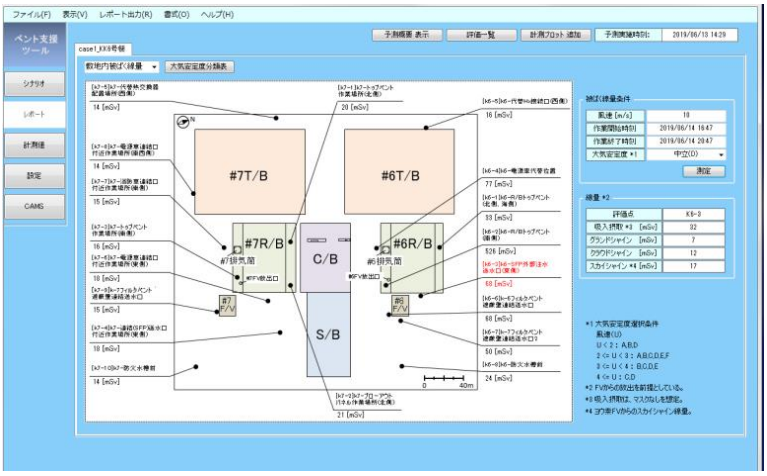


図１　敷地内被ばく線量マップ（大 LOCA シナリオ）

*Takumi Noju[1], Kenichi Bando[2], Daisuke Fujiwara[1] and Hiroshi Shirai[1]
[1] TEPCO Systems Corporation, [2]TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY Holdings Inc.

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

Thu. Sep 12, 2019 4:05 PM - 5:25 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 7:05 AM - 8:25 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[2G15-19] Fire Protection

Chair:Hiroaki Fujiyoshi(NFI)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2G15] Development of Cable Tray Fire Modeling in Zone Code

(1)Introduction of FLASH-CAT Model

*Koji Tasaka[1], Koji Shirai[1], Junghoon Ji[1], Toshiko Udagawa[2] (1. CRIEPI, 2. WDB Co., Ltd.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2G16] Development of Cable Damage Criteria from High Temperature Gas Induced by High Energy Arc Fault

(1)Arc Exposure Test in Atmosphere Condition for Non-Flame Retardant Cable

*Yasunori Nagata[1], Koji Shirai[1], Junghoon Ji[1], Koji Tasaka[1], Tsukasa Miyagi[1], Mikimasa Iwata[1] (1. CRIEPI)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2G17] Proposal of evaluation method to prevent from HEAF fire for low and high voltage electrical cabinets

*KOJI SHIRAI[1], Koji Tasaka[1], Junghoon JI[1], Tsukasa Miyagi[1], Mikimasa Iwata[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2G18] Improvement of fireproof performance by sealing the fire-retardant sheet on glove box panels

(1)Influence of burning on glove box panels

*Kohei Kawasaki[1], Kenta Shinada[1], Naritoshi Okamoto[1], Takayoshi Makino[1] (1. JAEA)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2G19] Improvement of fireproof performance by sealing the fire-retardant sheet on glove box panels

(2)Influence of usage conditions on glove box panels

*Kenta Shinada[1], Kohei Kawasaki [1], Takayoshi Makino[1], Naritoshi Okamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:20 PM - 5:25 PM JST | 8:20 AM - 8:25 AM UTC

Time reserved for Chair

ゾーンコードにおけるケーブル火災モデルの開発
（1）FLASH-CAT モデルの導入

Development of Cable Tray Fire Modeling in Zone Code

(1) Introduction of FLASH-CAT Model

*田坂 光司[1]，白井 孝治[1]，池 正熏[1]，宇田川 敏子[2]

[1]電中研，[2]WDB 株式会社

火災 PRA において、ケーブル火災の詳細解析を行う場合、ケーブルトレイ火源のモデル化が必要となる。本報では、米国のケーブルトレイ火源モデル FLASH-CAT（Flame Spread over Horizontal Cable Trays）を調査し、改良中のゾーンコード BRI2002 に導入することで、FLASH-CAT の適用に関する留意点を抽出した。

キーワード：火災 PRA，ゾーンコード，ケーブル火災，発熱速度，FLASH-CAT

1. はじめに

FLASH-CAT[1]とは、水平ケーブルトレイ（以下、トレイ）の暴露火災を想定し、鉛直・水平方向に対する火炎伝播と火災成長を考慮することで、トレイ火源の経時的な発熱速度を予測するモデルである。

2. FLASH-CAT モデルの概要

図 1 に、FLASH-CAT の模式図を示す。モデルの前提条件として、着火源はトレイの直下に存在し、鉛直方向の火炎伝播パターンは V 字形を想定している。主な入力パラメータは、ケーブル重量と長さ、非金属材質の質量分率、トレイ毎の着火時間、上方火炎伝播角度，燃焼速度，水平火炎伝播速度、有効燃焼熱である。なお、トレイ火源の総合的な発熱速度$\dot{Q}(t)$ [kW]は、経時的な火炎伝播とケーブルの燃え尽きによるトレイ燃焼面積の増減を考慮した上で、式（1）から算出される。

$$\dot{Q}(t) = \dot{Q}_{burner}(t) + A(t) \cdot \dot{q}''_{avg} \qquad \text{式（1）}$$

ここで、$\dot{Q}_{burner}(t)$ は着火源の火災強度 [kW]、$A(t)$ はトレイの燃焼面積 [m²]、$\dot{q}''_{avg}$ はケーブルタイプ毎の平均発熱速度 [kW/m²]を表す。なお、$\dot{q}''_{avg}$ は、ケーブルトレイの着火時間や着火位置に依存する。

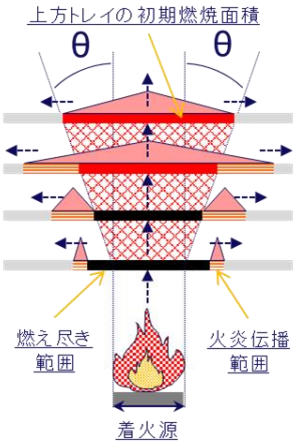
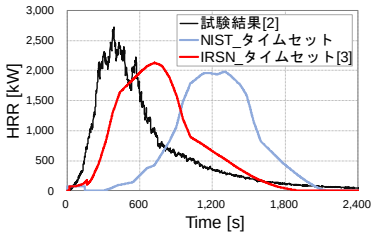


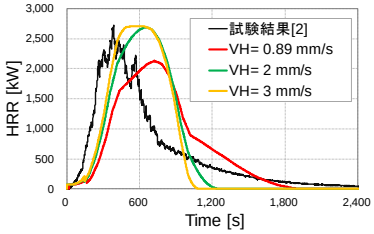
図 1　FLASH-CAT 模式図

3. モデル適用の留意点とモデル改良に関する考察

鉛直方向への火炎伝播に関して、トレイ毎の着火時間（燃焼開始時間）は、着火源の燃焼開始から 5 分（1 段目），9 分（2 段目），12 分（3 段目），14 分（4 段目），15 分（5 段目），16 分（6 段目）…，のタイムセットで入力するため、着火源の火災強度に応じたトレイの着火時間や火災成長を考慮しておらず、発熱速度の予測結果に大きく影響する。また、水平方向への火炎伝播速度（VH）は、ケーブルタイプ毎に一定値で与えるため、必然的にトレイの両端まで火炎が伝播することになる。これらの扱いは実現象との大きな乖離になるため（図 2）、トレイ毎の着火時間や水平火炎伝播速度については、より物理的な扱いが可能となるよう、現行モデルの改良が必要である。



（タイムセット依存性）



（水平火炎伝播速度依存性）

図 2　発熱速度への影響

4. 結論

現行の FLASH-CAT は有益なモデリングアプローチと考えられるが、火炎伝播に関するモデル改良に加えて、区画火災における適用性の検証が課題である。

参考文献

[1] McGrattan K and others (2012), “CHRISTIFIRE Phase 1: Horizontal Trays”, NUREG/CR-7010, Vol.1, US.NRC.

[2] P. Zavaleta, et.al, “Cable tray fire tests in a confined and mechanically ventilated facility”, fire and materials, 2017

[3] Pascal Z. and Tarek B. Fire Technology, 55, 233-255, 2019

*Koji Tasaka[1], Koji Shirai[1], Junghoon Ji[1] and Toshiko Udagawa[2]

[1] CRIEPI, [2] WDB Co., Ltd.

高エネルギーアーク故障（HEAF）による高温ガスに対するケーブルの損傷基準の開発
（1）非難燃ケーブルの空気中アーク暴露試験

Development of Cable Damage Criteria from High Temperature Gas Induced by High Energy Arc Fault
(1) Arc Exposure Test in Atmosphere Condition for Non-Flame Retardant Cable

*長田 泰典[1]，白井 孝治[1]，池 正熏[1]，田坂 光司[1]，宮城 吏[1]，岩田 幹正[1]
[1]電力中央研究所

低・高圧電気盤の HEAF（High Energy Arc Fault）による高温ガスが噴出した際、周辺の機器（例えば、ケーブル）に及ぼす影響を評価する必要がある。本研究では、垂直に設置した 2 つの銅電極棒の間にアークを発生させ、非難燃ケーブルへの瞬時熱エネルギーとケーブル被覆材の損傷形態の関係を明らかにした。

キーワード：高エネルギーアーク故障，HEAF 火災，非難燃ケーブル，瞬時熱エネルギー，損傷基準

1. はじめに

HEAF 発生時の電気盤周辺に対する影響範囲（ZOI: Zone of Influence）については、米国の HEAF 事例分析に基づく画一的な評価指標[1]しか存在せず、国内の電気盤特性（アークエネルギー）に応じた ZOI 評価手法の開発が求められている。本報では、空気中のアーク放電に非難燃 CV ケーブル（以下、非難燃ケーブル）を暴露し、アーク発生後の瞬時熱エネルギーE_{ins}を測定し、ケーブル被覆材の損傷状態を確認した。

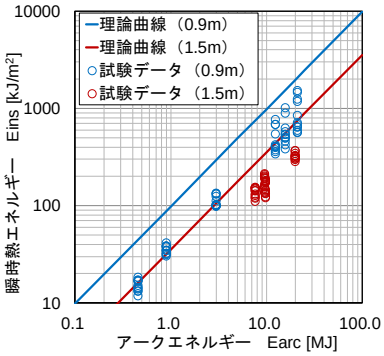
2. 試験条件

試験時の電圧は約 6.9 kV、周波数 50 Hz、電流は 10 kA~35 kA、通電時間は 0.1 s~1.0 s、アークエネルギーE_{arc}の最大値は 20 MJ とした。ターゲットは非難燃ケーブル（導体サイズ 14 mm^2、3 芯一括シース型）とし、アーク発生点からの離隔距離 0.3 m, 0.5 m, 0.9 m, 1.5 m に設置し、熱量計と合わせて空気中のアーク放電に対して暴露した（ただし、離隔距離 0.3 m, 0.5 m は熱量計を設置せず）。その他、試験前後でケーブル線間の絶縁抵抗値を測定（電圧 500 V）し、アーク暴露後のケーブル損傷状態の評価指標とした。

3. 試験結果

図 1 に、本試験の E_{ins} と E_{arc} についてアーク発生点からの離隔距離 d で整理した結果と E_{ins} の理論曲線を示す。本試験条件の範囲で暴露した全ての非難燃ケーブルは着火せず、線間の絶縁抵抗値についても、試験前後で高い値（1000 MΩ 以上）を維持する結果となった。

また、E_{ins} の理論曲線と本試験データの間に見られる差異は、アークエネルギーの損失（熱以外の要素としての放出）によるものと考えられる。



（注）理論曲線：
アークのエネルギーはその中心から球状に等分布で拡がり、その全てが熱として放出されると仮定した場合の瞬時熱エネルギー曲線。

図 1　離隔距離 d に応じた E_{ins} と E_{arc} の関係

4. 結論

ケーブル被覆材の損傷形態と E_{ins} に関しては、①ケーブル被覆材表面の欠損（E_{ins}:未測定［d:0.3 m, E_{arc}:20 MJ］）、②ケーブル被覆材全周にわたる炭化（E_{ins}:未測定［d:0.3 m, E_{arc}:8~10 MJ 及び d:0.5 m, E_{arc}:20 MJ］）、③ケーブル被覆材表面の一部溶融痕・炭化（E_{ins}:175~1530 kJ/m^2）の損傷は見られたが、空気中アーク暴露後の非難燃ケーブルへの着火はなく、ケーブル線間の絶縁抵抗値にも変化がないことを明らかにした。

参考文献

[1] US.NRC (2005), “High Energy Arcing Faults” Appendix M, NUREG/CR-6850, Vol.2

* Yasunori Nagata[1], Koji Shirai[1], Junghoon Ji[1], Koji Tasaka[1], Tsukasa Miyagi[1] and Mikimasa Iwata[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

低・高圧電気盤の HEAF 火災発生防止評価手法の提案

Proposal of evaluation method to prevent from HEAF fire for low and high voltage electrical cabinets

*白井 孝治[1], 宮城 吏[1], 田坂 光司[1], 池 正熏[1], 岩田 幹正[1]
[1]電力中央研究所

当所の大容量電力短絡試験設備を用いて、実規模大の低圧電気盤および高圧電気盤を対象とした内部アーク試験を実施し、HEAF（高エネルギーアーク故障）火災に至る条件は、アーク放電時に放出されるアークエネルギー量 E_{arc}に依存し、電気盤の種類により、そのしきい値が異なることを明らかにした。

キーワード：高エネルギーアーク故障、HEAF 火災、電気盤、内部アーク試験、アークエネルギー

1. 目的　電気設備の故障による短絡等に起因してアーク放電が発生（HEAF）した場合、加熱された空気が電気盤外あるいは隣接した電気盤内に噴出し、隣接機器が損傷するだけなく HEAF 火災に至る懸念がある。原子力発電所内で HEAF 火災が発生した場合、周辺機器の安全性に大きく影響するため、実規模大の電気盤内部でアーク放電を発生させる試験（内部アーク試験：図 1）を実施し、HEAF 火災発生防止評価手法を提案する。

2. 内部アーク試験　図 1 に、代表的な各種高圧電気盤を対象として、アーク継続時間をパラメータとした内部アーク試験結果示す。E_{arc}(MJ)は通電時間 t_{arc}に比例して増大し、しきい値を超えると HEAF 火災に至ることがわかる。また、試験では三相短絡電流条件における電圧や電流を測定し、アーク電圧 V_{arc}（対地電圧の三相合計値）やE_{arc}を求めた。V_{arc}は概ね一定の値となり、高圧電気盤の平均値は 1.33kV、低圧電気盤の平均値は、パワーセンター（P/C）の場合 0.467kV、モータコントロールセンター（MCC）の場合 0.675kV となった。



図 1 MCC の内部アーク試験

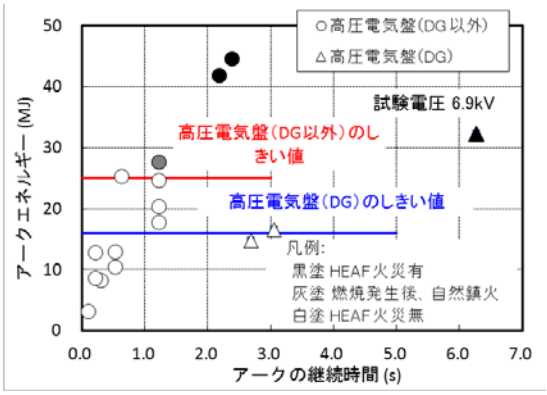


図 2 高圧電気盤の HEAF 火災試験結果

3. HEAF 火災発生防止評価手法　HEAF 火災の発生有無は E_{arc}に依存することを踏まえ、HEAF 火災に進展しないアークエネルギーの設計値 E_{design} (MJ)を設定すること（表 1 参照）により、評価式(1)を用いて HEAF 火災に至らないアーク発生時間 t_{design} (s)が求められる。

$$t_{desgin} = E_{design} / (V_{arc} \times 0.9 \times I_{rms}) \cdots\cdots\cdots\cdots (1)$$

ここで、V_{arc}は内部アーク試験で得られたアーク電圧(kV)、I_{rms} (kA)は当該電気盤内において三相短絡故障によりアークが発生した場合の短絡電流（実効値）である。

4. 結言　実規模大の各種低・高圧電源盤を用いた内部アーク試験に基づき、HEAF 火災に進展しないアークエネルギー継続時間を算定する HEAF 火災発生防止評価手法を提案した。

表 1 HEAF 火災に至らないE_{arc}のしきい値

電気盤タイプ	しきい値
高圧電気盤	25MJ
高圧電気盤（D/G 接続）	16MJ
低圧電気盤（P/C）	18MJ
低圧電気盤（MCC）	4.4MJ

参考文献 1) 白井他, 電中研報告 O16001 (2017)
2) 宮城他,電中研報告 O18002 (2018)
3) 白井他, 電中研報告 O18003 (2018)

*Koji SHIRAI[1], Tsukasa MIYAGI[1], Koji TASAKA[1], Junghoon JI[1], Mikimasa IWATA[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

グローブボックス窓板の難燃シート貼付による火災損傷防止対策
（1）火災による影響評価

Improvement of fireproof performance by sealing the fire-retardant sheet on glove box panels
(1)Influence of burning on glove box panels

*川﨑　浩平[1]，品田　健太[1]，牧野　崇義[1]，岡本　成利[1]
[1]日本原子力研究開発機構

核燃料物質を取り扱うグローブボックスの火災損傷防止対策として、アクリル樹脂製の窓板に不燃又は難燃シートを貼り付ける対策を検討した。本研究では、不燃又は難燃シートをアクリル板に貼り付けた状態で燃焼試験及び火災想定試験を実施し、火災損傷防止効果を評価した。

キーワード：グローブボックス、アクリル窓板、不燃シート、難燃シート、燃焼試験、火災損傷防止対策

1. 緒言

原子力機構プルトニウム燃料施設では、グローブボックスの火災損傷防止を目的として、可燃性に区分されるアクリル樹脂製の窓板に透明な不燃又は難燃シートを貼り付ける対策を進めている。本研究では、不燃又は難燃規格を有する不燃又は難燃シートを貼り付けたアクリル板について、米国規格 UL94-5V の試験方法を参考とした燃焼試験及び小規模の火災想定試験を実施し、本対策の火災損傷防止効果を評価した。

2. 試験方法

試験片は不燃又は難燃シートを貼り付けたアクリル板の他、比較のためアクリル単板（PMMA）及び難燃性のポリカーボネート単板（PC）を使用した。UL94-5V を参考として、水平固定した試験片の下方からバーナーにて断続的に 5 秒間を 5 回接炎する断続燃焼試験及び垂直固定した試験片の側方からバーナーにて連続的に 90 秒間接炎する連続燃焼試験を実施した。Fig. 1 に連続燃焼試験の概略図を示す。また、火災想定試験は垂直固定した試験片の下部側方に、金属容器（φ30cm）に収納した希釈エタノール（質量濃度 62%、総重量 1.5kg）を着火し 30 分間接炎した。これらの試験片の自己消火性（燃焼時間 60 秒以下）、開孔の有無及び損傷範囲等を比較し、火災損傷防止効果を評価した。

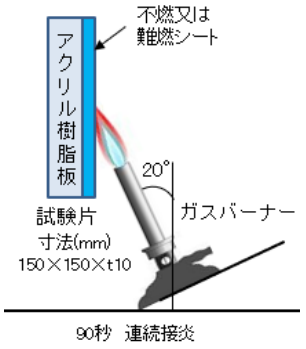


Fig. 1 連続燃焼試験の概略図

3. 試験結果・考察

連続燃焼試験の結果、バーナー離炎後の燃焼時間は PMMA が 60 秒を超過したが、不燃又は難燃シート貼付アクリル板及び PC は 60 秒以下で自己消火したことを確認した。試験片の損傷範囲を Fig. 2 に示す。最大損傷幅は PMMA が 53 mm、PC が 62 mm であるが、不燃シート貼付アクリル板は 20 mm、難燃シート貼付アクリル板は 50 mm となり、PMMA、PC よりも損傷幅が小さいことを確認した。また、全ての試験片について貫通する開孔は無く、シートの剥離は接炎近傍の部分的に留まっていることを確認した。

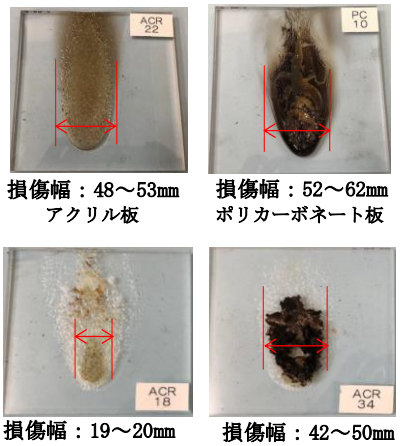


Fig. 2 連続燃焼試験の試験片損傷範囲

火災想定試験の結果、全ての試験片について着火しないことを確認した。また、シートの剥離は、接炎近傍の部分的な剥離に留まっていることを確認した。

本研究により、不燃又は難燃シートをアクリル樹脂製の窓板に貼り付けることによって、接炎しても自己消火し、アクリル板の損傷を軽減する効果を確認したことから、火災損傷防止対策として有効であると評価する。

*Kohei Kawasaki[1], Kenta Shinada[1], Takayoshi Makino[1] Naritoshi Okamoto[1],
[1]Japan Atomic Energy Agency

グローブボックス窓板の難燃シート貼付による火災損傷防止対策
（2）使用環境による影響評価

Improvement of fireproof performance by sealing the fire-retardant sheet on glove box panels
(2) Influence of usage conditions on glove box panels

*品田　健太[1]，川﨑　浩平[1]，牧野　崇義[1]，岡本　成利[1]
[1]日本原子力研究開発機構

核燃料物質を取り扱うグローブボックスの火災損傷防止対策として、アクリル樹脂製の窓板に不燃又は難燃シートを貼り付ける対策を検討した。本研究では、グローブボックスの使用環境において想定されるγ線及び紫外線を照射し不燃又は難燃シートの性能への影響を評価した。
キーワード：グローブボックス、アクリル窓板、不燃シート、難燃シート、γ線、紫外線、火災損傷防止対策

1. 緒言

原子力機構プルトニウム燃料施設では、グローブボックスの火災損傷防止を目的として、可燃性に区分されるアクリル樹脂製の窓板に透明な不燃又は難燃シートを貼り付ける対策を進めている。本対策においては、グローブボックスの使用環境に存在する核燃料物質からのγ線や近傍にある蛍光灯からの紫外線に長期間曝露される。このため、本研究では、不燃又は難燃規格を有するシートに対してグローブボックスの使用環境において想定されるγ線又は紫外線を照射し、不燃又は難燃性能、視認性及び機械強度への影響について評価した。

2. 試験方法

γ線は、線源 ^{60}Co 用いて吸収線量をパラメータとした 0.2～2.8 kGy を照射した。紫外線は、促進耐候性試験機を用いて紫外線量 2765 J/cm^2 を照射した。γ線又は紫外線照射後における不燃シートの不燃性能は、建築基準法の規定に基づく不燃材料の不燃性能試験（発熱性試験）、難燃シートの難燃性能は、米国規格 UL94 -V 試験を実施し評価した。視認性は、可視光線透過率の測定及び目視による変色を確認し評価した。機械強度は、JIS K7127 に基づく引張試験を実施し評価した。

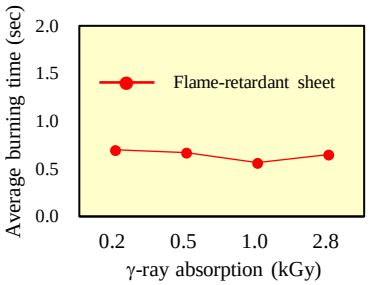


Fig. 1 吸収線量-燃焼時間の関係図

3. 試験結果・考察

γ線照射後の結果について、不燃シートは不燃性能、難燃シートは難燃性能（分類 V-0）を満足することを確認した。また、難燃シートの UL94-V 試験における吸収線量と燃焼時間の関係を Fig. 1 に示す。離炎後の燃焼時間は 0.6～0.7sec と顕著な変化はない。γ線照射後の可視光線透過率は照射前と同等の 89～92%、また変色もなく視認性への影響はないことを確認した。γ線照射後の引張破断応力は、未照射の試験片に対して不燃シートは最大 3%低下、難燃シートは最大 5%低下であり顕著な変化がないことを確認した。吸収線量と引張破壊応力の関係を Fig. 2 に示す。

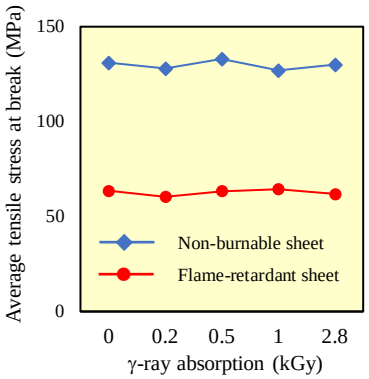


Fig. 2 吸収線量-引張破壊応力の関係図

紫外線照射後の結果について、不燃シートは不燃性能、難燃シートは難燃性能（分類 V-0）を満足することを確認した。また、紫外線照射後のシート色は僅かな淡黄色への変色を確認したが、可視光線透過率は照射前と同等の 90%であり、視認性への影響はないことを確認した。

本研究により、使用環境において想定される範囲のγ線照射及び紫外線照射による不燃又は難燃シートの性能への影響はないことを確認し、先の発表(1)の結果を踏まえて、本対策は有効であると判断した。

*Kenta Shinada[1], Kohei Kawasaki[1], Takayoshi Makino[1], Naritoshi Okamoto[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 12, 2019 5:25 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 8:25 AM - 9:15 AM UTC | Room G Common Education Bildg. 2F C22

[2G20-22] Tornado Safety

Chair:Yuzuru Eguchi(CRIEPI)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2G20] Investigation on validity of BRL formula by steel plate perforation test using high speed projectiles

*Kosuke NAMBA[1], Masuhiro BEPPU[2], Shori HAMADA[2], Koji SHIRAI[1], Yuzuru EGUCHI[1] (1. CRIEPI, 2. National Defense Academy of Japan)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2G21] Development of high strength lightweight net using aramid fiber for tornado missile
(1)Development plan and policy

*Kosuke Aizawa[1], Masaru Ishimaru[1], Shigetaka Maeda[1], Taiichi Okada[2], Megumi Hirose[2], Yukihiro Kumagai[3], Shing0 Isaka[3] (1. JAEA, 2. DU PONT-TORAY, 3. Maeda Kosen)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2G22] Development of high strength lightweight net using aramid fiber for tornado missile
(2)weight drop method and simulation

*Masaru ISHIMARU[1], Kosuke AIZAWA[1], Shigetaka MAEDA[1], Taiichi OKADA[2], Megumi HIROSE[2], Yukihiro KUMAGAI[3], Shingo ISAKA[3] (1. JAEA, 2. DU PONT-TORAY, 3. Maeda Kosen)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

鋼板貫通試験による BRL 式の妥当性検討

Investigation on validity of BRL formula by steel plate perforation test using high speed projectiles

*南波 宏介[1]，別府 万寿博[2]，濱田 匠李[2]，白井 孝治[1]，江口 譲[1]

[1]電中研，[2]防衛大

板厚 4.5mm～12mm の SS400 鋼板に対し、質量 6kg～11.5kg の飛翔体を衝突速度 30～95m/s の範囲で衝突させる鋼板貫通試験を実施し、貫通が生じる衝突条件を把握した。既往の鋼板貫通限界厚評価式である Ballistic Research Laboratory's Formula（以下、BRL 式）と実験結果を比較し、BRL 式の妥当性を検討した。

キーワード：竜巻飛来物，鋼板，貫通，BRL 式

1. 緒言：竜巻飛来物の衝突を受ける鋼板構造物の構造健全性評価では、構造物の部材厚が既往の鋼板貫通限界厚評価式による算定値を満足することを確認している。一方、BRL 式の詳細な適用条件については明確になっていない点があり、竜巻飛来物で想定される質量や速度域における評価式の妥当性を確認する必要があることから、二機関（電中研、防衛大）で飛翔体の質量や衝突速度を変化させた鋼板貫通試験を実施した。

2. 試験概要

2-1. 試験条件：実験は二機関がそれぞれ所有する圧縮空気式試験設備を用いて実施した。図 1 に、試験設備の概要を示す。実験では、圧縮空気を用いて加速管内に飛翔体を射出し、加速管延長上に設置した鋼板中央に垂直方向から衝突させた。鋼板はロの字型の鋼製枠に固定され、鋼製枠の開口部（鋼板の有効寸法）は、一辺 1000mm（電中研）または 850mm（防衛大）である。飛翔体は質量 6kg, 8.4kg, 11.5kg のものを使用し、飛翔体先端部は外径 50mm の中実円柱または接触面が中空の剛な擬似パイプである。衝突速度は 30～95m/s の範囲で実施した。なお、上記 2 種の先端部では鋼板の応答に影響が見られないことを確認している [1)]。

2-2. 評価方法：式(1)に BRL 式を示す。BRL 式では飛翔体質量 m (kg)、衝突速度 v (m/s)、飛来物直径 d (m)、材質に関する定数 K(=1)を用いて、鋼板の貫通限界厚さ t (m)を算出する。評価では、BRL 式により算出される貫通限界厚と鋼板厚さを比較し、貫通の有無を判定した。

$$t^{\frac{3}{2}} = \frac{0.5mv^2}{1.4396\times10^9 K^2 d^{3/2}} \qquad (1)$$

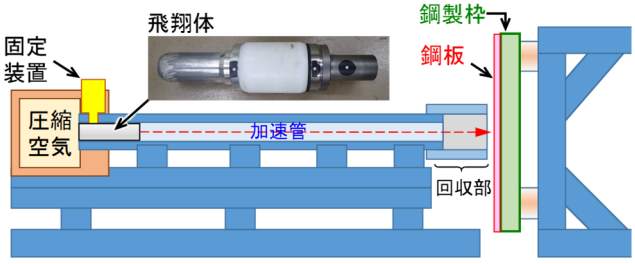


図 1　試験設備の概要（電中研設備の例）

3. 結果・考察：BRL 式による評価では、v に高速度カメラを用いて飛翔体推移画像から算出した衝突直前の衝突速度を、d および m に実験で使用した飛翔体諸元から先端部外径（d=0.05m）、飛翔体質量（m=6kg, 8.4kg, 11.5kg）を適用した。図 2 に、BRL 式による鋼板限界厚さの判定結果を示す。横軸は衝突速度の実測値、縦軸は鋼板厚さの実測値である。いずれの試験においても、BRL 式は実験結果（貫通／非貫通）と一致しており、BRL 式は適切に鋼板の貫通の有無を判定できるものと考えられる。

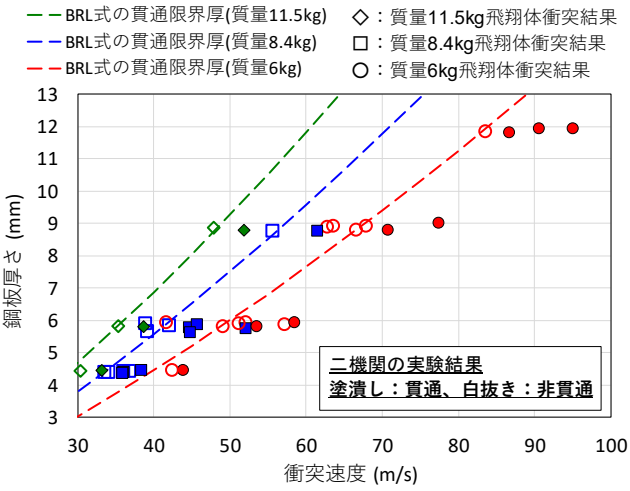


図 2　BRL 式による鋼板限界厚さの判定結果

1)吉田，南波．先端形状の異なる飛来物の鋼板貫通に関する基礎的検討，日本原子力学会 2018 秋の大会, 2P05, 2018

*Kosuke NAMBA[1], Masuhiro BEPPU, Shori HAMADA, Koji SHIRAI and Yuzuru EGUCHI

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]National Defense Academy of Japan

アラミド繊維を用いた軽量・高強度な竜巻飛来物防護ネットの開発
（1）計画及び方針

Development of high strength lightweight net using aramid fiber for tornado missile
(1) Development plan and policy

*相澤 康介[1]，石丸 卓[1]，前田 茂貴[1]，岡田 泰一[2]，廣瀬 めぐみ[2]，熊谷 幸博[3]，井坂 慎吾[3]
[1]原子力機構，[2]東レ・デュポン，[3]前田工織

軽量・高強度化を指向し、竜巻飛来物防護ネットにアラミド繊維を適用した。スケールモデルを用いたロープ単体試験やネット形状静的載荷試験等を実施し、飛来速度 52m/s の乗用車の飛来物衝撃に対して、φ30mm のアラミド繊維製ロープをラッセルネットにより拘束した体系を構築することを開発方針とした。

キーワード：竜巻飛来物、防護ネット、アラミド繊維

1. 緒言

原子力施設における竜巻飛来物防護対策の一つとして、防護ネットの設置がある。軽量・高強度化を指向し、アラミド繊維を用いた竜巻防護ネットの開発を進めている。本稿では、当該開発の計画・アプローチとともに、アラミド繊維製ロープの単体試験及び複数のネット形状での静的載荷試験等の結果を踏まえたネット仕様の最適化に係る開発方針を示す。

2. 開発計画・アプローチ

竜巻飛来物の想定を飛来速度 52m/s の乗用車（想定衝撃荷重 2700kN）とした上で、防護ネットのロープ材質をアラミド繊維とし、当該ネットの軽量化を実現する。なお、当該飛来速度は、竜巻最大風速 100m/s を条件に、電力中央研究所開発の TONBOS コード[1]を用いて評価した結果である。ここでは、開発アプローチの第 1 ステップとして、スケールモデルを用いたロープ単体試験やネット形状静的載荷試験を実施し、ネット仕様の最適化に係る開発方針を策定する。第 2 ステップでは、小規模な動的試験を実施し、静的試験結果との整合性を確認した上で、想定竜巻飛来物衝突を模擬した動的試験及びシミュレーションによりネット仕様を決定する。

3. ロープ単体試験及びネット形状静的載荷試験

アラミド繊維製ロープ単体の両端を固定し、ロープ中心に静的載荷することで、当該ロープが、ロープ規格値（事前の引張試験により評価された許容値）と同程度の応力で破断することを確認した。

また、「①ロープ編込み：無」、「②ロープ編込み：有」、「③ロープ編込み：無＋ラッセルネット拘束：有」の 3 ケースで静的載荷試験を行い、ロープ間の応力伝達特性を把握した（試験例：図 1 参照）。矩形板を用いてネット中心付近 9 点に静的載荷した結果を図 2 に示す。載荷荷重増加に追従しネット変位も増大するが、ロープ交点がフリーである「①」では、ロープ交点が拘束された「②」や「③」と比較して、同じ荷重に対して変位が大きく、破断点（データ右端点）が低い。また、「②」と「③」では、変位挙動及び破断点が概ね同一であった。これらの結果より、ロープ交点を拘束しない場合には応力伝達特性が劣り、破断点が低くなるが、ラッセルネットにより拘束することで、ロープ編込みと同程度の応力伝達特性を確保できることが確認できた。

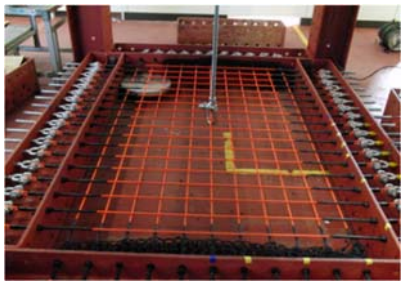


図 1　静的載荷試験例

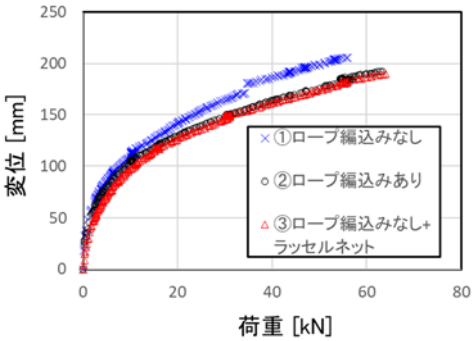


図 2　9 点静的載荷試験結果

4. 結論

試験結果より、ネット仕様の最適化に係る開発方針として、飛来速度 52m/s の乗用車の衝突で想定される衝撃荷重に対して、ロープ規格値に基づき、φ30mm のロープを 200mm ピッチで配置すること、また、ネット形状は、局所的な応力発生を緩和し、かつ製作性に優位な「ロープ編込み：無＋ラッセルネット拘束：有」とすることを目標とした。

参考文献

[1] 電力中央研究所、“竜巻による物体の浮上・飛散解析コード TONBOS の開発”、N14002、平成 26 年 6 月

*Kosuke Aizawa[1], Masaru Ishimaru[1], Shigetaka Maeda, Taiichi Okada[2], Megumi Hirose[2], Yukihiro Kumagai[3] and Shingo Isaka[3]
[1]JAEA, [2]DU PONT-TORAY, [3]MAEDA KOSEN

アラミド繊維を用いた軽量・高強度な竜巻飛来物防護ネットの開発
（2）落錘試験及びシミュレーション

Development of high strength lightweight net using aramid fiber for tornado missile
(2) weight drop method and simulation

*石丸 卓[1]，相澤 康介[1]，前田 茂貴[1]，岡田 泰一[2]，廣瀬 めぐみ[2]，熊谷 幸博[3]，井坂 慎吾[3]
[1]原子力機構，[2]東レ・デュポン，[3]前田工織

アラミド繊維を適用した竜巻飛来物防護ネットの実現性を確認するため、中規模ネット（φ10mm のアラミド繊維製ロープを使用）を試作し、落錘試験により、当該ネットが十分な強度を有する見込みを得た。また、実規模ネット（φ30mm のアラミド繊維製ロープをラッセルネットにより拘束した体系）での静的載荷シミュレーションにより、その仕様を確定した。

キーワード：竜巻飛来物，防護ネット，アラミド繊維

1. 緒言

原子力施設における竜巻飛来物防護対策の一つとして、防護ネットの設置がある。軽量・高強度化を指向し、アラミド繊維を用いた竜巻防護ネットの開発を進めており、φ30mm のアラミド繊維製ロープを 200mm ピッチで配置すること、また、ネット形状は、「ロープ編込み：無＋ラッセルネット拘束：有」とすることを目標とした。本稿では、試作品を用いた落錘試験により、動的衝撃に対するネット強度を確認するとともに、シミュレーションにより、当該ネット仕様の成立性を検証した。

2. 中規模ネット試作及び落錘試験

実規模（ネットサイズ：12m×12m、ロープ径：φ30mm、ロープピッチ：200mm）に対して、中規模（ネットサイズ：5m×3m、ロープ径：φ10mm、ロープピッチ：100mm）ネットを試作し、落錘試験（図 1 参照）を実施した。当該試験では、重錘（約 1ton）の落下高さを調整し、その運動エネルギーを 24.5kJ（落下高さ：2.5m）、34.3kJ（落下高さ：3.5m）、44.1kJ（落下高さ：4.5m）の 3 ケースとした。当該試験において、ロープの破断が生じることはなく、アラミド繊維を用いた竜巻防護ネットが成立する見込みを得た。

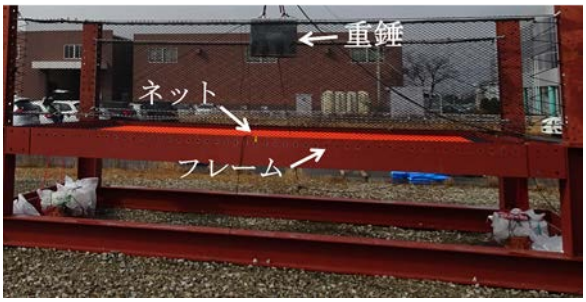


図 1　スケールモデル落錘試験

3. 実規模ネットにおける静的載荷シミュレーション

実規模ネットにおける、ネットの中央部及び端部への想定竜巻飛来物衝突に係るシミュレーション結果を図 2 に示す。なお、事前に実施した小規模ネット（ネットサイズ：2m×1.2m、ロープ径：φ6mm、ロープピッチ：100mm）による静的載荷試験及び落錘試験により、ロープ破断時の耐荷重は概ね一致し、かつ、その静的載荷シミュレーション結果が保守的な結果となることが確認できたことから、今回のシミュレーションでは、飛来速度 52m/s の乗用車の衝突による荷重（2,700kN）を静的載荷として考慮した。

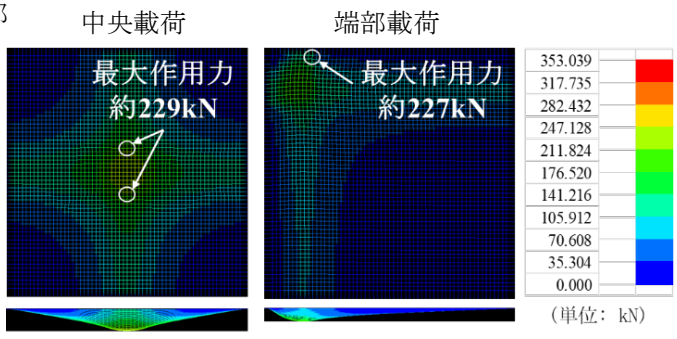


図 2　実規模ネット静的載荷シミュレーション結果

ネットの最大作用力は、ロープの規格荷重（353kN）を下回っており、ネットサイズ、ロープ径及びロープピッチ等に係る仕様が妥当であることを確認した。

4. 結論

試作品による落錘試験及び実規模ネットに係るシミュレーションの結果から、飛来速度 52m/s の乗用車の衝突に対する防護ネットの仕様を、「φ30mm のアラミド繊維製ロープを 200mm ピッチで配置し、各ロープをラッセルネットで拘束したもの」に確定した。

---

*Masaru Ishimaru[1], Kosuke Aizawa[1], Shigetaka Maeda[1], Taiichi Okada[2], Megumi Hirose[2], Yukihiro Kumagai[3] and Shingo Isaka[3]
[1]JAEA, [2]DU PONT-TORAY, [3]Maeda Kosen

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

Thu. Sep 12, 2019 10:45 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 1:45 AM - 2:55 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[2H01-04] Reactor Pressure Vessel

Chair:Katsuhiko Fujii(INSS)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2H01] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(1)Through-wall fracture toughness distribution of decommissioned Zion Unit 1 reactor pressure vessel steel

*Masato Yamamoto[1], Tomohiro Kobayashi[1] (1. CRIEPI)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2H02] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(2)Through-wall distributions of metallographic structure and hardness of decommissioned Zion Unit 1 reactor pressure vessel steel

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

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2H03] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(3)Through-wall microstructural changes of decommissioned Zion Unit 1 reactor pressure vessel steel

*Tomohiro Kobayashi[1], Kenji Nishida[1], Masato Yamamoto[1] (1. CRIEPI)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2H04] FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(4)Correlation between microstructural changes and yield strength of test reactor irradiated austenitic stainless steels

*Yuichi Miyahara[1], Kenji Nishida[1], Siwei Chen[1] (1. CRIEPI)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

平成 30 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 （1）Zion 発電所 1 号機圧力容器廃炉材の板厚方向破壊靭性分布

FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(1) Through-wall fracture toughness distribution of decommissioned Zion Unit 1 reactor pressure vessel material

*山本 真人[1]、小林 知裕[1]

[1]電力中央研究所

米国で廃炉となった Zion 発電所 1 号機の圧力容器母材に対する破壊靭性試験により、表面近傍では中央部より破壊靭性が高く、また内面から外面に向けては照射量に応じ破壊靭性が漸増する分布を確認した。

キーワード：原子炉圧力容器鋼、廃炉材、破壊靭性、マスターカーブ法、超小型 C(T)試験片

1. 緒言

加圧熱衝撃(PTS)事象等に対する健全性評価部位である圧力容器内面近傍は、照射脆化監視試験片[1]の採取位置である板厚の 1/4 厚さと比べて破壊靭性の実力値が高い可能性がある。外形寸法 4×10×9.6mm の Mini-C(T)試験片を用いたマスターカーブ法(MC 法)破壊靭性評価 [2]により 15 有効炉年の商用運転後に廃却された実機圧力容器母材[3]の板厚方向の破壊靭性分布を明らかにした。

2. 実験

210mm の板厚を 17 層に分割し、T-L 方位の 13 層、L-S 方位の 10 層から各 18 個の Mini-C(T)試験片を製作した。延性-脆性遷移温度域の破壊靭性の評価指標である参照温度 T_0 を MC 法にて評価した。

3. 結果

全ての層で有効な T_0 が得られた(図 1)。T-L 方位、L-S 方位で顕著な差は無かった。図中の破線は、照射量の板厚方向減衰計算に基づく ΔRT_{NDT}[1]の計算結果と 1/4 厚さ位置の T_0 実測値から推定した、T_0 の分布である。1/4～3/4 厚さの板厚中央部は破線と実測値がよく一致した。内外表面の近傍で両者は乖離し、実測値の T_0 が低い（靭性が高い）傾向を示した。これは板厚方向の初期靭性分布によるものであり、廃炉後の実機でも表面近傍で高い靭性が保たれていたことを示す。PTS 事象で評価対象となる内面近傍では両者の乖離は大きい。例えば 10mm 位置では最大 50℃程度の差があり、監視試験結果から得られる 1/4 厚さ位置の靭性を用いる現行の PTS 評価は大きな保守性を有することを示す。

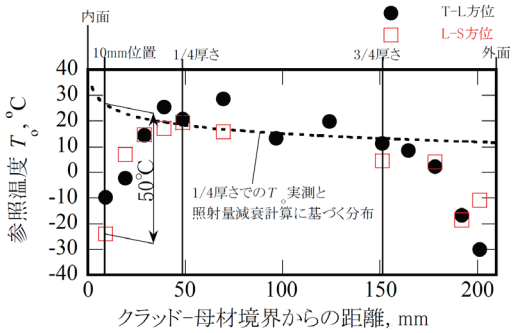


図 1 板厚方向の T_0 分布

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化）により得られたものである。

参考文献

[1] 日本電気協会規程 JEAC4201-2007(2013)

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

[3] Rosseel, et al., ORNL/TM-2016/240(2016)

*Masato Yamamoto[1] and Tomohiro Kobayashi[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

平成 30 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化
（２）Zion 発電所 1 号機圧力容器廃炉材の板厚方向金属組織および硬さ分布評価

FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(2) Through-wall distributions of metallographic structure and hardness of decommissioned Zion Unit 1 reactor pressure vessel steel

*西田 憲二[1]、小林 知裕[1]

[1]電力中央研究所

廃炉になった米国 Zion1 号機から採取された圧力容器母材の板厚方向の金属組織および硬さの分布を調べた。材料の何れの位置においてもニッケル、マンガン、モリブデン等の元素が圧延方向に沿って筋状に濃化していた。また、内表面近傍はクラッド溶接による熱影響部を有していた。硬さは内表面近傍が最も硬く 15mm より深くなると板厚方向の距離に応じて徐々に低下するが、化学組成は距離に依らず一定であった。

キーワード：圧力容器鋼、板厚方向分布、金属組織、ビッカース硬さ、廃炉材

1. 緒言

前報では、IAEA 標準材の JRQ 材の板厚方向各部における金属組織を詳細に調査し、板厚表面近傍と内部では組織が異なることを報告した[1]。本研究では、米国で廃炉となった Zion 発電所 1 号機の圧力容器母材の板厚方向各部から採取した材料を対象に金属組織および硬さの分布を調べた。

2. 実験

Zion 発電所 1 号機の 210mm 厚さの圧力容器母材を板厚方向に対して 17 層に分割し、容器内表面側から 1、2、3、4、5、7、13 および 17 層目の計 8 材料に対して、金属組織観察、EPMA 分析およびビッカース硬さ試験を行った。材料は銅を 0.11wt%含む A533B 鋼で、中性子照射量は、クラッド溶融境界で 7.0×10^{18} n/cm^2（E > 1 MeV）である。

3. 結果

板厚表面近傍を含む全てのレイヤーで圧延方向に対して平行で筋状に伸びた組織が観察された。また、最も内表面のレイヤー1 ではクラッド溶接による粗粒、細粒部から成る溶接熱影響部が確認された。硬さはクラッド溶融境界付近が最も硬く、15mm 深さまで急激に低下し、それより深い領域では外表面に向けて徐々に低下する傾向を示した（図 1）。EPMA による分析から、全てのレイヤーの筋状の組織にはニッケル、マンガン、モリブデン等の元素が偏析しており、その程度は板厚中央部が外側よりも僅かに大きかった。一方で、レイヤー毎の平均化学組成は板厚方向深さに依らずほぼ一定であった。

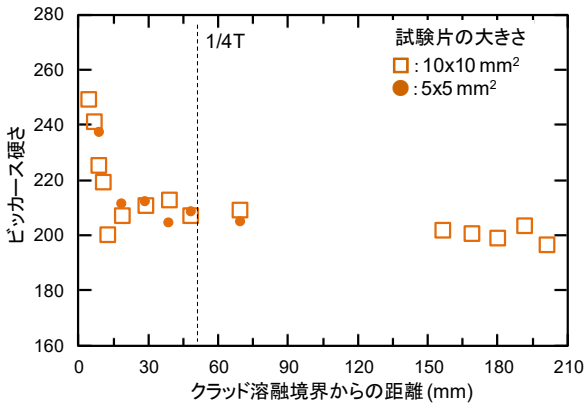


図 1 ビッカース硬さの板厚方向分布

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化）により得られたものである。

参考文献

[1] 西本他, 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 1C17 (2018).

* Kenji Nishida[1] and Tomohiro Kobayashi[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

平成 30 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化
（3）Zion 発電所 1 号機圧力容器廃炉材の板厚方向各部におけるミクロ組織変化

FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Method of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(3) Through-wall microstructural changes of decommissioned Zion Unit 1 reactor pressure vessel steel

*小林 知裕[1]、西田 憲二[1]、山本 真人[1]

[1]電力中央研究所

Zion 発電所 1 号機の原子炉圧力容器に対するアトムプローブ分析から、容器内表面付近から外表面付近にかけて、鉄を主体にニッケル、マンガン、シリコンおよび銅を含む溶質原子クラスターが形成していることが分かった。クラスターの平均直径は 2.8～2.9 nm であり、ほぼ同程度であったが、クラスター数密度および体積率は、照射量の高い内表面側に近づくにつれ高くなる傾向を示した。

キーワード：圧力容器鋼、Zion 発電所 1 号機、廃炉材、アトムプローブ、板厚方向減衰

1. 緒言

原子炉圧力容器を模擬して試験炉照射された JRQ 材に対するアトムプローブ（APT）分析から、容器の板厚各部における脆化は、何れも溶質原子クラスター形成が主要因である[1]ことを報告した。本研究では、前報[2]に引き続き米国で廃炉となった Zion 発電所 1 号機の圧力容器母材（Zion 材）の板厚各部から採取した材料を対象に、APT 分析によりクラスター形成を評価すると共に、国内監視試験片および試験炉照射材との比較から、中性子照射の板厚方向減衰がクラスター形成に及ぼす影響について検討した。

2. 実験

210 mm 厚さの圧力容器母材を板厚方向に対して 17 層に分割し、容器内表面側から 1、2、3、4、5、7、13 および 17 層目の計 8 材料に対して、APT 分析を行い、クラスターの直径、数密度、体積率を評価した。これらの材料の照射量は、容器内表面における照射量（7×10^{18} n/cm^2、E > 1 MeV）と材料採取位置から、それぞれ 6.4、5.8、5.3、4.8、4.4、3.6、1.7 および 1.0×10^{18} n/cm^2（E > 1 MeV）と見積もられる。

3. 結果

容器内表面付近から外表面付近の計 8 か所から採取した材料の何れも、鉄を主体にニッケル、マンガン、シリコンおよび銅を含むクラスターが形成していた。クラスターの平均直径は 2.8～2.9 nm であり、ほぼ同程度であったが、クラスター数密度および体積率は、照射量の高い内表面側に近づくにつれ高くなる傾向を示した。Zion 材および JRQ 材[1]について得られた、クラスター形成の照射量および中性子束依存性は、国内監視試験片および試験炉照射材で報告されている照射量および中性子束依存性と同様の傾向であった。

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化）により得られたものである。

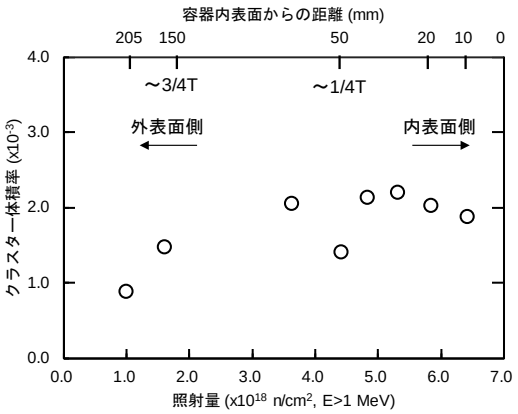


図 1　Zion 材について得られたクラスター体積率と照射量（板厚方向位置）の関係

参考文献

[1] 小林他, 日本原子力学会 2017 年秋の大会, 2I01 (2017).
[2] 小林他, 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 1C15 (2018).

*Tomohiro Kobayashi[1], Kenji Nishida[1] and Masato Yamamoto[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

平成 30 年度原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 （4）試験炉照射されたオーステナイト系ステンレス鋼のミクロ組織変化と降伏強度の相関

FY2018 Investigation for Improvement of Evaluation Methods of Irradiation Effects on Reactor Pressure Vessel and Core Internals

(4) Correlation Between Microstructural Changes and Yield Strength of Test Reactor Irradiated Austenitic Stainless Steels

*宮原 勇一[1]，西田 憲二[1]，陳 思維[1]

[1]電力中央研究所

高速炉および熱炉で照射されたオーステナイト系ステンレス鋼に対してアトムプローブ(APT)分析及び TEM 観察を行った。照射材の降伏強度の増分をオロワン機構に基づいて推定した結果、溶質原子クラスターの強度因子は約 0.09 と見積もられた。

キーワード：オーステナイト系ステンレス鋼，試験炉照射，アトムプローブ，TEM，降伏強度

1. 緒言

前報[1],[2]までに高速炉と熱炉で照射されたステンレス鋼に対し、溶質原子クラスターの強度因子 α を 0.068 としたオロワン機構に基づいた降伏強度増分の推定結果について報告した。本報では、高速炉照射材と低照射量の熱炉照射材の試験結果を追加し、溶質原子クラスターの強度因子を再評価した結果について報告する。

2. 実験

高速炉(BOR-60)で照射されたステンレス鋼(CIR CP316, CIR CP304L)と熱炉(JMTR)で照射されたステンレス鋼(JNES CP316L)に対し TEM 観察と APT 分析を行い、ブラックドットと完全転位ループ、フランクループおよび溶質原子濃化領域を定量的に評価した。溶質原子濃化領域の形状が球形に近い（ギニエ半径から求めた体積率が濃化領域中の原子数から求めた体積率の 2 倍以下）もののみを溶質原子クラスターとして評価した。

3. 結果

降伏強度増分の実測値と TEM 観察した欠陥による降伏強度増分の差分を溶質原子クラスターの寄与と見做し、その差分が 100 MPa 以上のデータを用いて溶質原子クラスターの強度因子を推定した結果、主に Ni と Si が濃化したクラスターの強度因子は約 0.09 となった。

この強度因子を用いた降伏強度増分の推定値と実測値の関係を図 1 に示す。図中の矢印で示すデータは 2018 年度分の追加データである。降伏強度増分の推定値と実測値は良い比例関係を示しているが、2018 年度に追加した CIR CP316 材の 2 データ，JNES CP304L 材の 2 データ，JNES CP316L 材の 1 データは、推定値が高い傾向となった。CIR CP316 材 2 データは未照射材の降伏強度が 800 MPa 以上と高く、JNES CP304L 材の 2 データと JNES CP316L 材の 1 データは転位ループの数密度が高く評価されたことが影響しているものと考えられる。

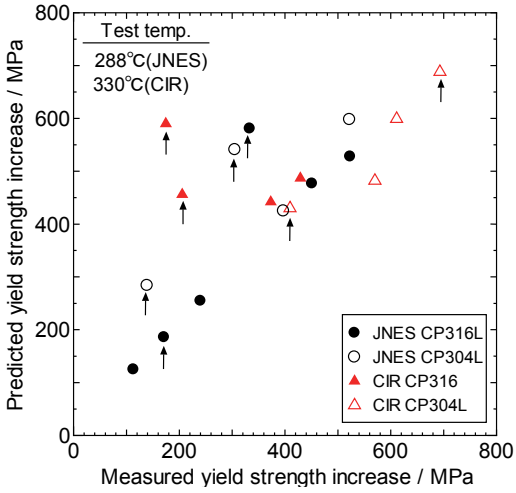


図 1 降伏強度増分の推定値と実測値

参考文献

[1] 宮原他，日本原子力学会 2017 年秋の大会，2I03 (2017).
[2] 宮原他，日本原子力学会 2018 年秋の大会，1C16 (2018).

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

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（原子炉圧力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化）により得られたものである。

General Meeting

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[2H_GM] 「海外情報連絡会」第61回全体会議

[2H_GM] General Meeting

General Meeting

[2H_GM] 「海外情報連絡会」第61回全体会議

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[2H_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session 2 - International Nuclear Information Network, Materials Science and Technology Division, Nuclear Fuel Division

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[2H_PL] Energy policy in France and the Jules Horowitz Reactor (JHR) project

Chair:Hiroaki Abe(Univ. of Tokyo)

[2H_PL01] Energy policy in France

*Sunil Felix[1] (1. French Embassy in Japan, CEA)

[2H_PL02] The Jules Horowitz Reactor (JHR) project

*Christian Gonnier[1] (1. CEA)

2019年秋の大会

海外情報連絡会、材料部会、核燃料部会 合同セッション

フランスのエネルギー政策とジュールホロビッツ材料照射試験炉

(1) フランスのエネルギー政策

(1) The French Nuclear Sector: Trends and Latest Developments

*Sunil FELIX, Nuclear Counsellor
French Embassy in Japan

Global warming is caused by the production of greenhouse gases, 70% of which come from ourconsumption of fossil fuels. It is the use of coal, oil and gas that renders our growth model nonsustainable, thus leading countries to commit to drastically reduce their greenhouse gas emissions, within the Paris Agreement.

The Low-Carbon French National Strategy describes France’s roadmap aimed at reducing its greenhouse gases by 2050.

In order to reach this target, it will be necessary to reduce our energy consumption, by putting more emphasis on consumption of the most carbonized energies, and to substitute fossil energies with decarbonized energies. New technologies will be required in the transport sector, new consumption habits will need to be adopted, energy saving measures will need to be implemented in buildings. In the industry, energy transition will also need to preserve competitivity all while ensuring sustainability of activities on the French territory.

Energy production will also change: more based on renewables and more decentralized, it will need to be produced closer to consumption locations, and be more environment friendly.

In this context, the multiannual energy program (PPE) was set up from the green growth act of August 2015.

This PPE fixes the priority actions in the energy sector, in order to reach carbon neutrality in 2050.

The first PPE was adopted in 2016. The new one is established for the periods 2019-2023 and 2024-2028. It will be revised in 5 years from now.

The objectives of the new PPE:

According to the new PPE, final energy consumption will need to be reduced by 7% by 2023, as compared to 2012, set as the reference year, and by 14% by 2028.

In priority, consumption of the most carbonized energy sources will need to be reduced (-80% for coal, -35% for oil and -19% for natural gas by 2028).

Among the measures adopted, the closure of the last four coal fired plants by 2022, an increase of renewables to 27% in the final energy consumption in 2023 and 32% in 2028, as well as the shutdown of 14 nuclear power plants by 2035. The share of nuclear will thus be reduced to 50% by then (versus 71,6% in 2017).

The presentation made during the AESJ Fall meeting aims at providing details about the French unclear sector in this context.

2019年秋の大会

海外情報連絡会、材料部会、核燃料部会 合同セッション

フランスのエネルギー政策とジュールホロビッツ材料照射試験炉
(2) ジュールホロビッツ材料照射試験炉と照射実験設備、照射計画について

(2) Introduction of Jules Horowitz Reactor: construction schedule, reactor capabilities, irradiation facilities and irradiation plans

*Christian Gonnier, Project Manager and Gilles Bignan, JHR User Facility Interface Manager
CEA (French Atomic Energy and Alternative Energies Commission)

1. Introduction

The Jules Horowitz Material Testing Reactor (JHR) is currently under construction on the CEA Cadarache site. JHR will be operated as an international user's facility for materials and fuel irradiations for the nuclear industry or research institutes but it is also dedicated to the radioisotopes production for medical applications.

The construction is made within an international framework. Consortium members are presently: CEA, EdF, Framatome, TechnicAtome, Areva-SA (France); EC and JRC (European Commission); CIEMAT (Spain); VTT (Finland); UJV (Czech Republic); Studsvik (Sweden); NNL (UK); DAE (India); IAEC (Israel).

The design of this facility allows a large flexibility in order to comply with a broad range of experimental needs, regarding the type of samples (fuels or materials), neutron flux and spectrum, type of coolants and thermal hydraulics conditions (LWR, Gen IV,…), in accordance with the scientific objectives of the programs. The design of the reactor and the facility allows accounting for the current irradiation needs from the present reactor technologies as well as future needs from advanced or innovative technologies for the next 60 years.

2. JHR General description

This facility is a 100 MWth pool type reactor with a compact core (60cm fissile length, 70 cm diameter) cooled by a slightly pressurized primary circuit (about 1MPa, in-core water velocity: 15m/s). The core tank is located in a reactor pool of 7 m diameter, 12 m height.

The nuclear facility comprises a reactor building with all systems dedicated to the reactor and experimental devices; and an auxiliary building dedicated to tasks in support for reactor and experimental devices operation (hot cells, storage pools, laboratories).

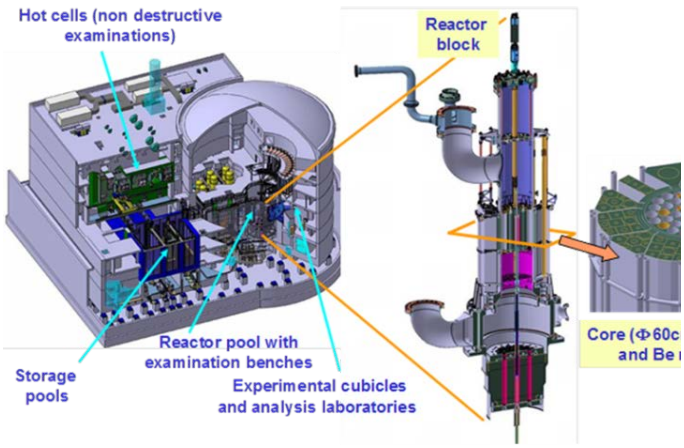


Figure 1. View of the JHR facility.

The reactor building (see figure 1) is designed to provide the largest experimental capacity possible with the largest flexibility. One-half of this building is dedicated to the implementation of devices linked to the in-pile irradiations (for example, water loops). This corresponds to 700 m2 over 3 floors for implementation of experimental cubicles and 490 m2 over 3 floors for instrumentation and control systems.

The design of the core provides irradiation cavities:

- Located in the core (7 of small diameter – 30mm; 3 of large diameter – 80mm) which are characterized by a high fast neutron flux (up to $5{,}5.10^{14}$ $n.cm^{-2}.s^{-1}$ above 1MeV) and therefore by a high ageing rate (up to 16 dpa/year),
- Located in the Beryllium reflector zone surrounding the core, (about 20, most of them of 100mm diameter), with a high thermal neutron flux (up to $3{,}5.\ 10^{14}$ $n.cm^{-2}.s^{-1}$). Note that material experiments requiring a low ageing rate (such as the pressure vessel steel) will be installed in the reflector because of the low fast neutron flux which allows an ageing rate of about 0,1dpa/y,
- Four to six water channels (depending on the core configuration) through the reflector are equipped with displacement devices to control accurately the distance to the core and therefore the irradiation flux (for an accurate stable power, for power ramps, or for power cycling...). The velocity (forward: maxi 5 mm/s) makes possible to reach 700 $W.cm^{-1}.min^{-1}$ even with very high burn-up fuels. The range of displacement allows getting three orders of magnitude for the neutron flux. Withdrawal velocity of 50mm/s allows going back fast in a safe position for safety purpose.

The facility is designed to operate 20 experiments simultaneously. CEA targets to operate the reactor at least 10 cycles of about 1 month per year.

The JHR experimental capacity will also include several non-destructive examination (NDE) benches: A coupled gamma scanning and X-ray tomography bench located in the reactor pool, a similar bench located in the storage pool of the Nuclear Auxiliary Building. A neutron imaging system bench located in the reactor pool.

3 STATUS (civil work and reactor components)

Site work started in 2007 when the JHR consortium was set up. The concrete of the first basement has been poured in 2009. The following figure gives the main milestones. The civil work of the reactor building is presently almost completed.

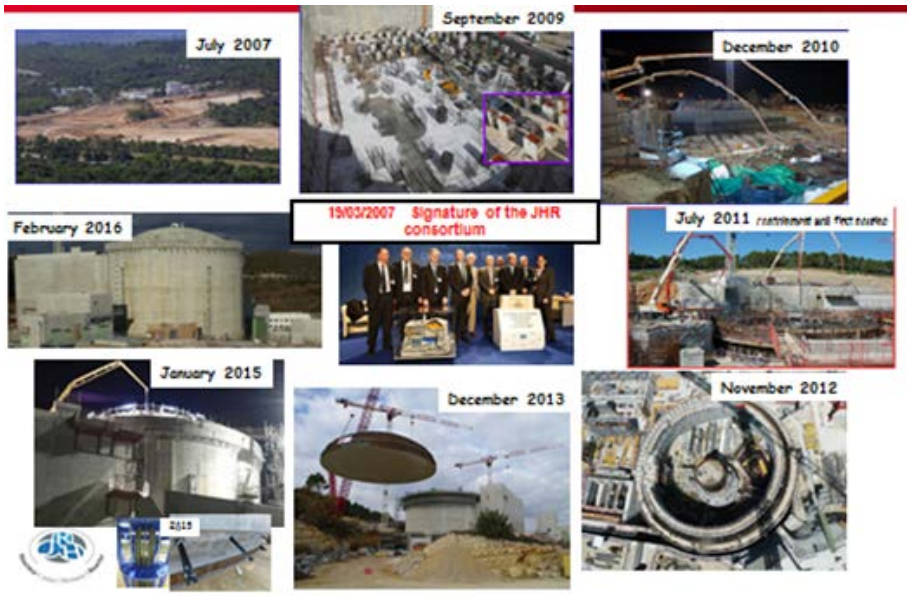


Figure 2: main milestones of the civil work

Most of the main components of the reactor are manufactured, some of them are under testing phase, and the installation in the facility will start in 2019. First criticality is expected by the middle of the next decade.

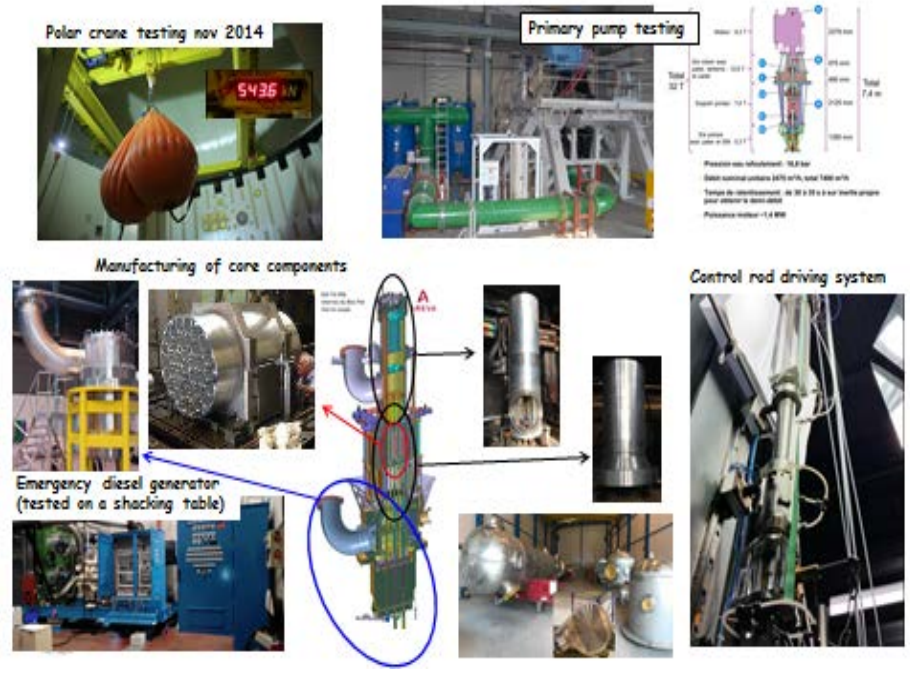


Figure 3: some reactor components

4 Description of the fuel and material irradiation devices

Fuel test devices are presently under development, a specific effort is done for the test devices (under manufacturing process) dedicated to light water reactors (PWR including VVER & BWR,):

- Madison dedicated to the fuel investigations under nominal conditions, (evolution of the fuel microstructure, clad corrosion, fission gas releases …),
- Adeline dedicated to off-normal situations, the reference situations for the design of the loop are the power ramps,
- Lorelei dedicated to accidental situations, the reference situation for the design of the loop is the LOCA – large break.

Moreover, conceptual design of test devices dedicated to non-water NPP (GEN IV) are in progress.

Similarly, to the fuel, CEA made the decision to develop first new irradiation devices in support of LWR type reactors, taking benefit of the know-how of the previous reactors (particularly OSIRIS).

Mica and Calipso dedicated to the material studies under high ageing rate with representative thermal conditions, neutron fluxes and possibly under stresses.

- Occitane dedicated to pressure vessel steel testing (low ageing rate),
- Cloe dedicated to IASCC studies (Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking).

Right now, CEA anticipates the fourth generation research program; a first analysis of the SFR or GFR irradiation needs for materials and fuels has been performed. Accordingly, some feasibility studies have begun in order to prepare future irradiations in JHR.

After analysing the needs linked to the fusion technology, three conceptual designs (FUSERO test devices) are under preparation:

- Thermo-Mechanical Fatigue testing: study of components submitted to both mechanical strain and thermal strain (from the breeding blanket to divertor tiles).

- Ceramic testing (for diagnostic windows); samples bi-axially loaded, analysis of optical properties and sub-critical crack growth.
- Cryogenic testing for the study of electrical and structural properties of superconducting magnet materials.

Generally speaking, CEA is maintaining significant R&D programs to improve the performances of the experiments (especially by putting innovation on instrumentation, with a specific effort for on-line measurements and on NDE technics). With the help of improved modelling, efforts of development are in progress on test devices designed to match the requirements and to provide around experimental samples accurate, mastered and reproducible physical and chemical conditions.

5 Start-up test devices

The objectives of the start-up test devices are the verification of the performances of the facility, the verification of the safety parameters but also the accurate determination of the irradiation parameters in the experimental cavities. This last point is specifically a challenge because JHR has to be as accurate as the present MTRs, which started to operate at least 40 years ago…

The preparation of these test devices led to optimize the strategy for the start-up tests (timing of the tests, accuracy, power level, reactor configuration…) and to analyse the needs in terms of instrumentation:

- Neutron flux and gamma heating mapping, neutron spectra,
- Fissile power, reactivity measurement, in core void effect evaluation,
- Thermal-Hydraulics (flowrate in experimental cavities, in core, in reflector; core under free convection...),
- Devices dedicated to the thermal mapping of the reactor structural materials.

6 First orientations of the experimental programs

A specific organization has been set up within JHR consortium framework in order to:

- Identify the open issues in the field of nuclear fuel and material development and qualification,
- Define criteria to elaborate ‘ranking grids” about fuels/materials types, reactor systems,
- Define experimental objectives and initiate the future R&D programs.

Generally speaking, accent is given on the mastering and follow-up of the irradiation conditions in terms of local neutron flux and spectrum, temperature homogeneity and thermal gradients, with the possibility to un/re/load irradiated materials in the JHR experimental devices. The priority is given on Gen II-III power systems. This analysis led to a “Position Paper” and a first proposal for a JHR International Joint program. The objective of this first international joint program is to gather the scientific community on JHR experimental objectives before the reactor start-up.: a first set of experiments will be performed in existing facilities and the program will be carried on in JHR. The experimental proposal deals with fuel and material objectives;

- Fuel behaviour (improvement of the understanding of the phenomena involved in power transients and having an impact on the clad loading: quantification of the fission gas release effect and impact on pellet-clad interaction during a power transient consisting in successive small power steps).
- And material behaviour (effect of neutron spectrum on Stainless Steel behaviour): dose-damage relationship quantified by tensile testing and microstructure characterizations.

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

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[2H05-08] Irradiation Effect 1

Chair:Hideo Watanabe(Kyushu Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2H05] Evaluation of microstructural change in electron-irradiated low alloy steels by nonlinear ultrasonic method

*Atsuko Kojima[1], Katsuhiko Fujii[1], Hitoshi Isida[1], Koichiro Kawashima[2] (1. INSS, 2. Ultrasonic Materials Diagnosis Lab.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2H06] Atom probe analysis of solute clusters in low alloy steels irradiated under tensile-stress condition

*Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Jun Uzuhashi[2], Tadakatsu Ohkubo[2], Kazuhiro Hono[2] (1. INSS, 2. NIMS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2H07] Influence of solute cluster on irradiation hearding in austenite steels

*Takaaki Mabuchi[1], Takeshi Doi[2], Ken-ichi Fukumoto[1], Katsuhiko Fujii[3] (1. Univ. of Fukui, 2. KEPCO, 3. INSS)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2H08] Inhomogeneous Distribution of Ni and Si atoms in Solute Clusters in Irradiated Stainless Steels

*Dongyue Chen[1], Kenta Murakami[2], Kenji Dohi[3], Kenji Nishida[3], Liang Chen[1], Naoto Sekimura[1] (1. The University of Tokyo, 2. Nagaoka University of Technology, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

非線形超音波法による電子線照射した低合金鋼のミクロ組織変化の評価

Evaluation of microstructural change in electron-irradiated low alloy steels by nonlinear ultrasonic method

*小島 敦子[1], 藤井 克彦[1], 石田 仁志[1], 川嶋 紘一郎[2]
[1]原子力安全システム研究所, [2]超音波材料診断研究所

高エネルギー電子線を照射した低合金鋼に対して、超音波非破壊材料評価法のうち水浸局部共振高調波法により局部共振高調波振幅を測定した結果、照射量の増加に伴い高調波振幅が増加することが分かった。高調波振幅の増加は硬さの増加と溶質クラスタの形成とよい相関を示した。

キーワード：原子炉容器鋼, 中性子照射, 照射脆化, 非線形超音波, 局部共振高調波

1. 緒言

原子炉容器の照射脆化を非破壊的に評価する試みは1990年代から行われ、磁気的手法、熱起電力法、超音波法等が試みられてきた。一方、原子炉容器の照射脆化の主な機構として、ナノメートル・サイズの溶質原子クラスタとマトリックス損傷（格子間原子や空孔の集合体）の形成が考えられ、近年、３次元アトムプローブ（APT）法によりCuリッチ析出物等の溶質原子クラスタの実証がなされている。前報[1]では、高エネルギー電子線照射の有無により、水浸局部共振高調波法で測定した高調波振幅に差が生じることを報告した。本研究では、電子線の照射量が異なる低合金鋼に対して、水浸局部共振高調波法による測定を実施し、照射に伴うミクロ組織変化と高調波振幅との関係を調べた。

2. 方法

供試材には、5MeVの電子線を290℃で照射したCu含有量が0.12wt%のA533B鋼で、照射量が異なる５試料を用いた。表１に電子線照射量と試料厚さをまとめて示す。試料形状は短冊形状であり、板厚の差は2%以下である。水浸局部共振高調波法にて３次高調波振幅の分布(３次高調波像)を測定した。３次高調波像の取得領域に対して、硬さ測定とAPTによるミクロ組織観察を実施した。

3. 結論

硬さは照射量の増加とともに大きくなり、非照射試料からの最大照射量であるA-12試料の硬さの増加量は35HV0.5であった。また、APT観察では、A-12試料とA-7試料でのみ溶質原子クラスタの形成が確認された。A-12試料では平均直径2.4nm、数密度2.5×10^{23} /m^3、A-7試料では平均直径2.0nm、数密度2.0×10^{23}/m^{3}であった。図１に、入射共振周波数19.28MHz、励起電圧0.4 Vの条件で測定した３次高調波像を示した。３次高調波像は、左から右に向かって電子線照射量が大きい試料になるように配置した。照射量の増加に伴い高調波の発生量が増加する傾向を確認した。また、溶質原子クラスタの形成が認められたA-12試料とA-7試料において、強い３次高調波振幅が観察され、溶質クラスタ形成が３次高調波振幅量の増加に影響していることが示唆された。

表１　試料の電子線照射量と厚さ

ID	照射量(dpa)	厚さ(mm)
A-14	0.0001	0.930
A-01	0.0009	0.917
A-06	0.0027	0.920
A-07	0.0090	0.920
A-12	0.0217	0.919

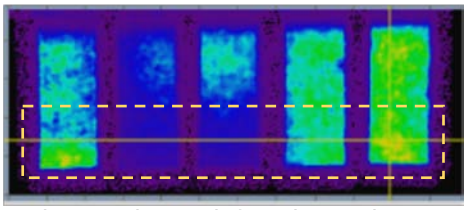


図１　３次高調波の発生量の比較
（枠内は、照射を受けた領域を示す）

[1]藤井他、日本原子力学会2019年春の年、1M03、2019.

*Atsuko Kojima[1], Katsuhiko Fujii[1], Hitoshi Ishida[1] and Koichiro Kawashima[2]
[1] Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2] Ultrasonic Materials Diagnosis Laboratory Ltd.

引張応力下照射で低合金鋼に形成する溶質クラスタのアトムプローブ分析

Atom probe analysis of solute clusters in low alloy steels irradiated under tensile-stress condition

*藤井 克彦[1], 福谷 耕司[1], 埋橋 淳[2], 大久保 忠勝[2], 宝野 和博[2]
[1]原子力安全システム研究所, [2]物質･材料研究機構

照射により形成する溶質クラスタに対する引張応力負荷条件の影響を性能の異なるアトムプローブを用いて調べた。最大 80%および 40%以下の検出効率で観察される溶質クラスタは、応力下ではともに疎な集積状態であり、検出効率が溶質クラスタの性状の評価に大きく影響しないことが確認された。

キーワード：照射脆化、応力影響、溶質クラスタ、アトムプローブ検出効率

1. 緒言

ステンレス鋼の照射組織変化に対する外部応力の効果については、転位ループやボイドの形成を促進することが高温照射下クリープ等の研究から知られており、応力誘起優先吸収機構（SIPA）や応力誘起優先核生成機構（SIPN）等により説明される。しかし、低合金鋼の照射硬化のように溶質クラスタの形成を主とする照射組織変化に対する外部応力の効果はほとんど調べられていない。我々はこれまでにイオン照射試験により低合金鋼の照射変化を調べ、引張負荷応力の増加に伴い硬化量は減少し、溶質クラスタおよび転位ループのミクロ組織の発達も抑制されることを報告した[1]。ただし、溶質クラスタの観察に使用したアトムプローブの原子の 3 次元位置情報の検出効率が 40%以下であり、引張応力下で形成する溶質クラスタの性状、例えば、溶質原子のクラスタへの集まり方など、については必ずしも結論を得ることができなかった。そこで、本研究では、原子の 3 次元位置情報の検出効率が最大で 80%である最新のアトムプローブを用いて溶質クラスタ観察を実施し、溶質クラスタの性状を比較検討した。

2. 方法

京都大学イオン照射設備 DuET で引張応力下照射ステージを用いて、250MPa の引張応力下で Fe イオンを 290℃で 1dpa 照射した Cu 含有量 0.16wt%の A533B 鋼に形成した溶質クラスタをアトムプローブ分析した。用いたアトムプローブは検出効率が最大 80%の CAMECA LEAP5000XS と 40%以下の EIKOS-X、LEAP3000XHR、レーザー補助広角 3DAP である。

3. 結論

各装置を用いたすべての測定において、Cu/Ni/Si/Mn が集積した微細な溶質クラスタ、いわゆる Cu リッチ析出物が高密度に形成していることが確認された。図には LEAP5000XS と EIKOS-X で観察された溶質クラスタの例を示した。橙の点が Cu であり、青が Si、緑が Ni である。応力なしの方がより中心に溶質原子が集積する傾向がある。検出効率によらず溶質原子のクラスタリングについて同じ傾向が得られた。なお、LEAP3000XHR とレーザー補助広角 3DAP でも同様な傾向が観察されており、溶質クラスタの性状の評価に検出効率は大きく影響しないことが確認された。

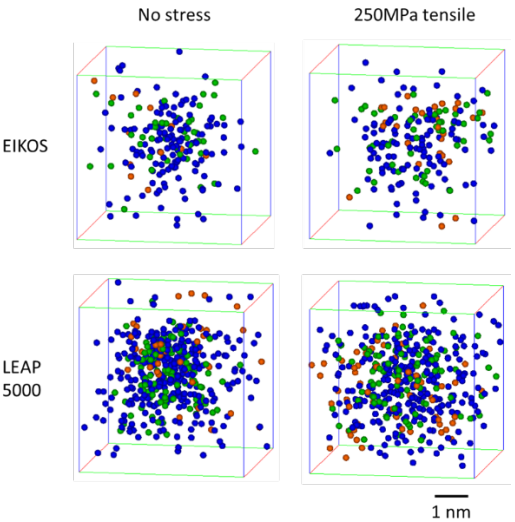


図　溶質クラスタの比較

*Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Jun Uzuhashi[2], Tadakatsu Ohkubo[2] and Kazuhiro Hono[2]
[1] Institute of Nuclear Safety System, [2] National Institute for Materials Science.

[1] K. Fujii, K. Fukuya, R. Kasada, A. Kimura, T. Ohkubo, “Effects of stress on radiation hardening and microstructural evolution in A533B steel,” J. Nucl. Mater. 407 (2010) 151-156.

オーステナイト鋼の照射硬化に対する溶質クラスタの影響

Influence of solute cluster on irradiation hearding in austenite steels

*馬渕貴魁彰[1]　土井武志[2]　福元謙一[3]　藤井克彦[4]

[1]福井大学（院）[2]現関西電力 [3]福井大原子力研　[4]（株）原子力安全システム研究所

イオン照射したオーステナイト系ステンレス鋼モデル合金に超微小硬度試験および TEM、APT 観察を行い、Ni-Si クラスタおよびフランクループに偏析する Ni-Si の照射硬化に対する影響の定量評価を行った。

キーワード：APT、TEM、照射誘起偏析

1. 背景と目的

ステンレス鋼の照射硬化要因として、透過電顕(TEM)によりフランクループやブラックドットとなどの欠陥集合体が寄与するとされてきた。近年アトムプローブ(APT)観察から、TEM で観察される上記の歪みコントラストの欠陥集合体に対し、ナノサイズの Ni-Si クラスタ等が 10 倍以上の高密度に形成することが報告され、損傷組織と照射硬化の相関則に対して再検討されている。本研究では溶質クラスタおよびフランクループに偏析する溶質原子の照射硬化に対する定量評価を行った。

2. 実験方法

供試材には、Fe-18Cr-14Ni-0.8Si と Fe-19Cr-12Ni 合金を用いた。表面研磨・溶体化処理後、京都大学エネルギー理工研 DuET 施設にて Fe^{3+}イオンを加速電圧 6.2MeV、200℃の条件で 6.7dpa 照射した。FIB 加工でイオン照射領域断面試料を作製して TEM 観察・APT 観察を行い、TEM 可視欠陥および Ni-Si クラスタの分布を測定した。また、超微小硬さ試験を実施し、溶質クラスタとフランクループに偏析する溶質原子による硬化影響を定量評価した。

3. 結果

超微小硬さ試験において Si 添加材では無添加材と比べ大きな硬化量が見られた(図 1)。また、APT 観察より Ni-Si クラスタとフランクループに偏析する Ni と Si を確認した。TEM 観察および APT 観察より得られたフランクループ、ブラックドット、Ni-Si クラスタの直径と密度の結果からオロワンの式を用いてそれぞれの硬化影響を算出し、Ni-Si クラスタの障害物強度 α を算出した。また、フランクループに偏析する Ni,Si がフランクループの α を上昇させていると仮定し、偏析硬化係数 β として評価した。この時 Ni-Si クラスタの α は過去の文献[1]より 0.068 と設定した。結果として Ni-Si クラスタの α は 0.084、Ni-Si クラスタの α を 0.068 とした時の β は 1.36 となった(図 2)。これらの結果から Ni-Si クラスタの硬化因子は一要素としては弱く高密度形成により照射硬化として現れ、フランクループへの Ni と Si 偏析は硬化への寄与を増大することが示された。

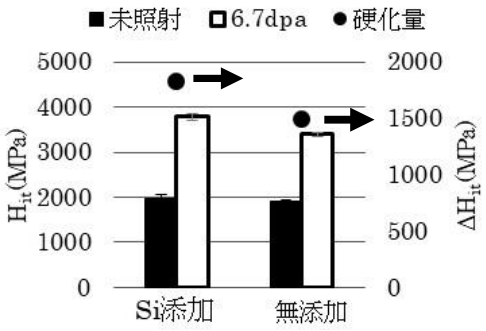


図 1　照射による硬さの変化　図 2

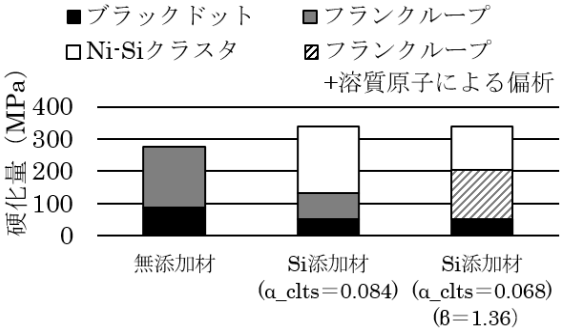


図 2　各欠陥、クラスタの硬化影響

*Takaaki Mabuchi[1], Takeshi Doi[2], Ken-ichi Fukumoto[3], Katsuhiko Fujii[4]

[1]Fukui Univ, [2]Kansai Electric Power [3]Research institute for nuclear engineering, [4]Institute of Nuclear Safety System

［1］　照射ステンレス鋼のミクロ組織の定量化～ミクロ組織と機械的特性の相関に関する検討～,電力中央研究所材料科学研究所,H29 材料照射研究会発表資料

Inhomogeneous Distribution of Ni and Si atoms in Solute Clusters in Irradiated Stainless Steels

*Dongyue CHEN[1], Kenta MURAKAMI[2], Kenji DOHI[3], Kenji NISHIDA[3], Liang CHEN[1], Naoto SEKIMURA[1]

[1] The University of Tokyo, [2] Nagaoka University of Technology,

[3] Central Research Institute of Electric Power Industry

The inhomogeneous distribution of solutes in clusters may give hints to the formation of solute clusters on dislocation loops. In this work, attempts were made to develop methods for solute distribution analysis in Ni-Si clusters in atom probe tomography (APT). The formation of Ni-Si clusters on dislocation loops was better recognized via this method.

Keywords: Stainless steel, Ni-Si clusters, Atom probe tomography.

1. Introduction

Maximum separation method (MSM) is a popular method to extract information from atom probe tomography (APT) data, such as the number density and size distribution of solute clusters, as well as the average composition of each cluster [1]. In the case of stainless steels, Ni-Si solute clusters may grow to ~10nm or even larger when irradiation dose is high, and it was found that Ni and Si solutes are not homogeneously distributed in these large clusters [2]. The inhomogeneous distribution of solutes in clusters may give hints to the formation of solute clusters on dislocation loops. Furthermore, the understanding of solute distribution in clusters can improve the current prediction model of irradiation hardening, which ignores solute distribution in clusters.

In this work, attempts were made to develop methods for solute distribution analysis in clusters. Irradiated stainless steel with large size of Ni-Si clusters were taken as an example to assess the method. The results were compared with the loop size and orientation results by transmission electron microscopy (TEM).

2. Experimental

In order to create large Ni-Si clusters for analysis, 316L model alloy of stainless steel was irradiated to 5dpa at 450ºC by 3MeV Ni^{2+}. Atom probe specimen was prepared by focused ion beam (FIB) technique. The distribution of solutes in clusters was analyzed by tuning the parameters (such as d_{max}) of MSM in atom maps.

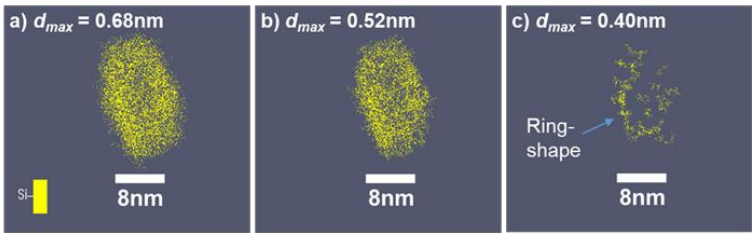


Fig.1 Anisotropic distribution of Si in a disk-shape cluster analyzed by maximum separation method (MSM). Si was selected as the atom for MSM, and d_{max} was tuned.

3. Results and discussions

Fig. 1 shows the Si distribution in a disk-shape cluster in irradiated 316L model alloy. By tuning the d_{max} value of Si atoms to be smaller, the locations with higher Si concentrations in the cluster were extracted. In Fig. 1(c), when d_{max} was as small as 0.40nm, a ring-shape distribution of Si was revealed. Combining with the crystallographic orientation of the disk-shape cluster, it indicates that this solute cluster formed on a dislocation loop. It was also found that in a given cluster, the location of peak concentration can be different between Ni and Si atoms.

References

[1] Hyde, J. M.; Marquis, E. A.; Wilford, K. B.; Williams, T. J., Ultramicroscopy 2011, 111 (6), 440-447.

[2] Etienne, A.; Radiguet, B.; Cunningham, N. J.; Odette, G. R.; Pareige, P., J Nucl Mater 2010, 406 (2), 244-250.

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

Thu. Sep 12, 2019 3:50 PM - 5:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 6:50 AM - 8:30 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[2H09-14] Irradiation Effect 2

Chair:Hiroaki Abe(Univ. of Tokyo)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2H09] Molecular Dynamics Simulation of Displacement Cascades in α-Fe
Dependence of Defect Production on PKA Energy

*Yuting Chen[1], Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1], Yoshiyuki Watanabe[2] (1. KYOTO UNIVERSITY, 2. QST)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2H10] Effects on Mn addition on dislocation loop formation in ferritic alloys

*Li Ranran[1], Hideo Watanabe[1], Farong Wan (1. Kyushu Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2H11] Hydrogen absorbing behavior in Zry-2 due to multi-ion irradiation

*Hideo Watanabe[1], Katuhito Takahashi[3,2], Yushiki Saita[3] (1. RIAM, Kyushu Univ., 2. NFD, 3. Kyushu Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2H12] Effects of DPA and helium production on radiation damage microstructures etc. in irradiated austenitic stainless steels and ferritic steel

*Eiichi Wakai[1], Shigeru Takaya[1], Yuji Nagae[1], Tetsuya Hirade[1], Yoshinori Matsui[1], Shuhei Nogami[2], Akira Hasegawa[2], Kasumi Aoto[1] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2H13] Effect of ion irradiation on dimensional changeg of concrete aggregates

*Kenta Murakami[1], Nhut Vu Luu[1], Hamza Samouh[2], Ippei Maruyama[2,3], Kiyoteru Suzuki[4] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. Nagoya Univ., 3. Univ. of Tokyo, 4. MRI)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2H14] Point defects production in ceria under high-energy electron irradiation by using *in-situ* cathodoluminescence

*Pooreun Seo[1], AKM Saiful Islam Bhuian[1,2], Jean-Marc Costantini[3], Syo Matsumura[1], Kazuhiro Yasuda[1] (1. Kyushu University, 2. Bangladesh Atomic Energy Commission, 3. French Atomic Energy Commission)

5:20 PM - 5:30 PM JST | 8:20 AM - 8:30 AM UTC

Time reserved for Chair

分子動力学法によるα-Feのカスケード損傷過程シミュレーション 欠陥生成率のPKAエネルギー依存性

Molecular Dynamics Simulation of Displacement Cascades in α-Fe
Dependence of Defect Production on PKA Energy

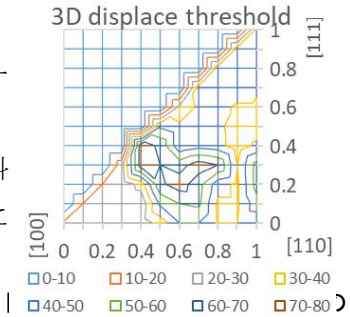
*陳 昱婷[1]，阮 小勇[1]，中筋 俊樹[1]，森下 和功[1]，渡辺 淑之[2]
[1]京大，[2]量研

照射によって引き起こされるカスケード衝突は、構造材料に非平衡な欠陥を作り出す。こうした欠陥どうしが反応すると、やがて材料の機械的性質は大きく劣化する。本研究では、α-Feのカスケード損傷を分子動力学（MD）法によってシミュレートし、はじき出ししきいエネルギーの評価や欠陥生成率のPKAエネルギー依存性を調べた。特に、統計的性質に注目した。MD法によって評価した欠陥生成数とKinchin-Peaseモデルの比率は、PKAエネルギーが数十eV程度の低エネルギーの領域ではほぼ定数であったが、PKAエネルギーを増加させると、その比率は減少していった。また、しきいエネルギーはPKAの方向に強く依存することも明らかになった。

キーワード：照射損傷、非平衡欠陥生成数、しきいエネルギー、PKAエネルギー

1. 緒言

照射を受けた材料内ではカスケード損傷により多くの格子欠陥が生成し、材料内の格子欠陥数は平衡欠陥数より数桁高くなる[1]。そのため、カスケード損傷による欠陥生成率等を正しく求める必要がある。本研究では、分子動力学（MD）計算を行い、鉄のしきいエネルギー分布（結晶学的方位の依存性）やしきいエネルギーと欠陥生成数の関係を定量的に評価した。



しきいエネルギーの分布

2. 方法

Mendeleevポテンシャルに基づく分子動力学計算を行い、カスケード損傷によるしきいエネルギーを評価した。しきいエネルギーの計算においては、PKA方向を固定し、2eVきざみでPKAエネルギーを変化させた。原子がはじき出されるか否かのしきいのエネルギーを、はじき出しのしきいエネルギーとした。したがって、この評価のあいまいさは2eVである。初期温度は0Kとした（実際は10^{-1} K）。また、欠陥生成率のPKAエネルギー依存性を求めるために、PKAエネルギーを固定し、ランダムな方向に対して1000個のカスケードを作り、欠陥生成数を評価した。PKAエネルギーは0.01～10KeVとした。

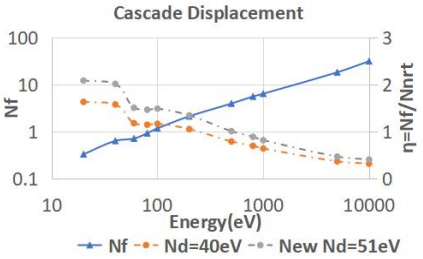


図２　カスケード損傷による生成欠陥数とKinchin-Peaceモデルの比のエネルギー依存性

3. 結果

図1は各PKA方向に対するしきいエネルギーの分布を表す。[100]周辺のしきいエネルギーは低く、[522][531]周辺は高い。あらゆる結晶方向に平均化した場合のしきいエネルギーの平均値は、一般にFeに対して言われている40eVよりも高くなった。図2はカスケード損傷によって生成する欠陥数とKinchin-Peaceモデルとの比率のエネルギー依存性を示す。低いエネルギーにおける比率は1に越えるが、しきいエネルギーから100eVまでの領域では定数になり、さらに100eV超えるとエネルギーの増加に伴い比率は減少した。

参考文献

[1] Nordlund K, Zinkle S J, Sand A E, et al., Nature communications, 2018, 9(1): 1084.

*Yuting Chen[1], Xiaoyong Ruan[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1], Yoshiyuki Watanabe[2]
[1]Kyoto University, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

Effects on Mn addition on dislocation loop formation in ferritic alloys

*Ranran Li[1,2], Hideo Watanabe[1] and Farong Wan[2]
[1]Kyushu Univ., [2]Univ. of Sci. and Technol. Beijing, China

Abstract: In this study, small defects formed in Fe-1.4wt.%Mn alloy developed into large dislocation loops during the annealing at the high temperatures. The nature of dislocation loops was investigated at the different annealing temperature by HVEM and TEM. The vacancy-type dislocation loops in Fe–1.4wt.%Mn alloy were observed to form at the temperature of 450℃ and above.

Keywords: Fe-1.4wt.%Mn, hydrogen, vacancy-type loops

1. Introduction

Reduced activation ferritic/martensitic steels have been considered as one of the most promising candidate structural materials for future fusion reactors[1]. During irradiation, different defects such as dislocation loops, solute clusters, and microvoids can form in these steels, which have contributed to swelling, low-temperature hardening, etc[2,3]. However, in most studies, dislocation loops as one of the most common microstructures of irradiation in materials were focused on the interstitial-type loops in iron and ferritic alloys, and few studies given attention to the vacancy-type loops[4,5].

2. Experiment

In this work, two methods were used to discuss the formation temperature of the vacancy-type loops in Fe-Mn alloy.

(1) Fe-1.4wt.%Mn model alloy was pre-implanted with hydrogen ions at room temperature. Then, the nature of dislocation loops formed during the electron irradiation at the corresponding annealing temperature was investigated by the high voltage electron microscope (HVEM).

(2) Pure Fe, Fe-1.4wt.%Ni and Fe-1.4wt.%Mn model alloys were pre-implanted with hydrogen ions at room temperature. Then, the samples were annealed for 20 minutes at different temperatures range up to 550℃. The dependence of the formation temperature of the vacancy-type loops was examined by comparing the change of size and density of dislocation loops at different annealing temperature.

3. Results and discussion

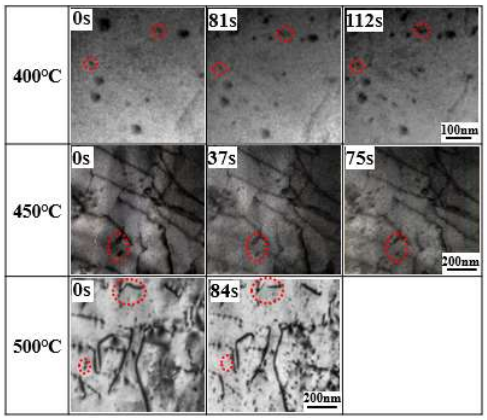


Fig.1 The evolution of loops under electron irradiation at different temperature in Fe–1.4wt.%Mn by HVEM

The figure 1 shows the microstructure evolution of Fe-1.4wt.%Mn alloy during electron irradiation. All of the loops were observed to grow at 400℃ during the electron irradiation. Shrinking processes of small amount of dislocation loops under the electron irradiation were observed when annealed at 450℃ and 500℃. It can be guessed that the vacancy-type dislocation loops in Fe-1.4wt%Mn alloy had formed at the annealing temperature of 450℃ and above.

Comparing with the previous study, the formation temperature of vacancy-type loops will be decreased by adding manganese to bcc iron.

References

[1] Y.F. Du, L.J. Cui, W.T. Han, et al., *Acta Metall. Sin.* (English Letters), 2018.

[2] M. Herna´ndez-Mayoral, C. Heintze, E. On˜orbe, *J. Nucl. Mater.*, (2016) 474, 88.

[3] D. Gelles, *J. Nucl. Mater.*, (2000) 283–287, 838.

[4] H. Watanabe, S. Masaki, S. Masubuchi, et al. *J. Nucl. Mater.*, (2013) 439(1-3): 268-275.

[5] F.R. Wan , Q. Zhan , Y. Long , et al. *J. Nucl. Mater.*, (2014) 455(1-3): 253-257.

複合イオン照射によるジルカロイ2の水素吸収特性

Hydrogen absorbing behavior in Zry-2 due to multi-ion irradiation

*渡邉 英雄[1]、高橋 克仁[2,3]、税田 淑貴[2]

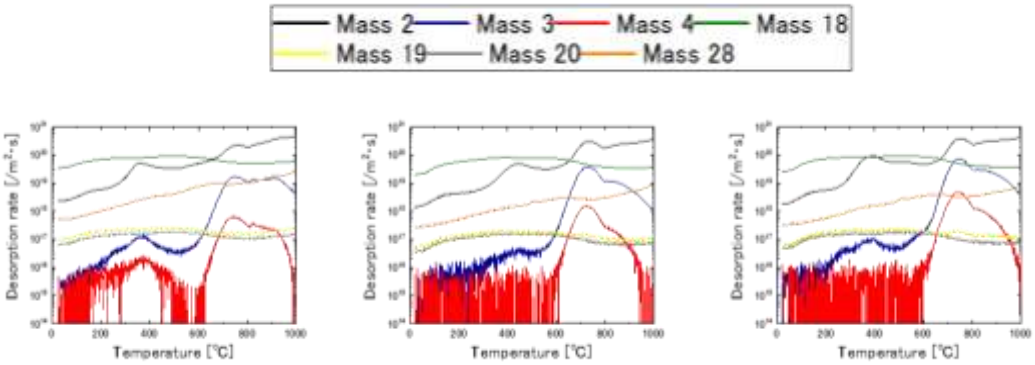
[1]九州大学　応用力学研究所，　[2]九州大学　総合理工学府，[3] NFD

高照射環境下におけるジルカロイ合金の水素吸収のメカニズム解明を目的として，既存のタンデム照射場に～４０KV のイオン源を新たに設置した．材料中に注入された重水素の放出挙動から，照射や冷間加工により導入した転位の影響について評価した．

キーワード：水素化物，水素イオン，昇温脱離分析（TDS)，ジルカロイ

1. 緒言　国内外の材料試験炉を用いた中性子照射は困難な状況にある。九州大学応用力学研究所では、実機環境を模擬したイオン照射施設の改良を進めている．これまでのプラズマ壁相互作用を想定した 2 重照射場に新たに～４０KV のイオン源を設置し，ジルカロイ２に重イオン・水素イオンを照射し，水環境を模擬した照射方法の検討を開始した．

2. 実験結果　図 1（a）に 10%冷間加工（CW）材に D_2^+を 5keV，RT，3×10^{21}ions/m^2 照射した後の TDS 結果，さらに（b）D_2^+を 5keV，300℃で 3×10^{21}ions/m^2 照射（c）D_2^+を 40keV，RT で 3×10^{21}ions/m^2 照射した後の TDS 結果を示す．これまでに（2018 秋大会)，大気中から吸収した水素の放出温度は 300～600℃付近であるが，D_2^+照射により 400℃～700℃で HD，700～900℃付近で D_2 の脱離を得ることを報告している．CW によって転位をすると，200～500℃付近と 600～1000℃付近の２つに重水素ガスの脱離を確認した．また，Ni^{3+}イオン照射により照射欠陥を導入した試料では，D_2^+のみの照射では確認できなかったより低い温度での脱離ピークを確認した．以上のことより，200～500℃での低温で起きる脱離は照射及び冷間加工により導入された転位にトラップされたものであること．また，700℃付近の放出ピークは，材料深部に侵入し形成された水素化物の放出ピークであることが，組織観察から確認されており，本研究より，入射イオンの加速電圧の制御等により，実機に近い水素吸収・脱離挙動を再現できる可能性があることがわかった．



（a）10%CW 材　　（b）D_2^+,5keV,300℃　　（c）D_2^+, 40keV,RT

図 1　各条件での TDS の結果

* Hideo Watanabe[1], Takahashi Katsuhito[2,3], Saita Yoshiki[2]
[1]Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.
[2]Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu Univ.
[3]NFD

オーステナイトステンレス鋼とフェライト鋼の照射損傷組織等に及ぼすDPAとHe生成量の効果

Effects of DPA and helium production on radiation damage microstructures etc. in irradiated austenitic stainless steels and ferritic steel

*若井栄一[1]，高屋茂[1]，永江勇二[1]，平出哲也[1]，松井義典[1]，野上修平[2]，長谷川晃[2]，青砥紀身[1]
[1]原子力機構，[2]東北大学

オーステナイトステンレス鋼とフェライト鋼における照射損傷組織等に及ぼすDPAとHe生成量の効果を調べるため、JRR-3M炉照射、及びサイクロトロンによるHe注入などを実施し、HeとDPAが照射損傷組織などに及ぼす影響について、TEM法や陽電子消滅寿命測定法(PALS)により定性的な挙動変化を評価した。

キーワード： dpa, He生成量, オーステナイトステンレス鋼,フェライト鋼, 照射損傷組織,

1. 緒言

オーステナイト鋼やフェライト鋼は様々な原子力材料として使用されている。これらの材料は照射によって微細組織や強度特性が変化し、DPAやHe生成量による影響を受けることが知られている[1]。本研究は様々な照射手法を用いDPAとHe生成量に関する照射損傷組織等の変化を明らかにすることを目的とした。

2. 実験と解析

本研究の供用材には、主に316FR鋼とHCM12A鋼を用いた。JAEAのJRR-3M照射(316FR鋼の場合:約550℃、0.2 dpa, 2 appmHe)等や東北大サイクロトロンによるHe注入(約550℃、約30 appmまたは50 appmまで)を実施した。サイクロトロンでのHe/dpa値は、約5300 appm-He/dpaであり、He注入速度は、0.3 appm-He/hまたは3 appm-He/hで実施した。これらの材料においてHeとDPAがキャビティの形成に及ぼす影響を明らかにするため、照射後、透過型電子顕微鏡（TEM）や陽電子消滅寿命測定法(PALS)等によって微細組織の解析を実施した。

3. 結果と纏め

図1に東北大学のサイクロトロンでHeを均一注入した316FR鋼と非注入材に関するPALSの結果を示す[2]。He注入量の増加に伴って30 appm以上の注入材において陽電子消滅寿命がかなり増加する傾向にあり、TEMで観察したキャビティの形成と強い相関を持つことが分かった。HCM12A鋼では、低いHe注入量領域でも陽電子寿命が増加する結果を得た。また、JRR-3照射した316FR鋼では、約10 nmのキャビティが粒内に観察され、陽電子消滅寿命がやや増加する結果が得られた。これらのメカニズムや関係する照射材のその他の測定結果の詳細を報告する。

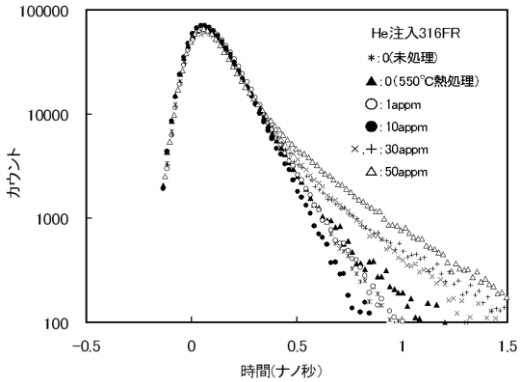


図1. 550℃でサイクロトロンによってHeを均一注入した316FR鋼の陽電子消滅寿命測定結果

参考文献

[1] E. Wakai, et al., “Effects of helium production, displacement damage on mechanical properties and surface acoustic wave in austenitic stainless steels and martensitic steel”, Nuclear Materials and Energy 17, 34-39.
[2] E. Wakai, et al., “Effects of helium production and displacement damage on microstructural evolution in helium-implanted austenitic stainless steel and martenstic steel examined mainly TEM and positron annihilation lifetime measurement”, JPS conference proceedings, IWSMT14, in press.

*Eiichi Wakai[1], Shigeru Takaya[1], Yuji Nagae[1], Tetsuya Hirade[1], Yoshinori Matsui[1], Shuhei Nogami[2], Akira Hasegawa[2], Kazumi Aoto[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tohoku Univ.,

コンクリート骨材の寸法変化に対するイオン照射効果

Effect of ion irradiation on dimensional changeg of concrete aggregates

*村上 健太[1]，Luu Vu Nhut[1], Hamza Samouh[2]，丸山 一平[2,3]，鈴木 清照[4]
[1]長岡技術科学大学，[2]名古屋大学，[3]東京大学，[4]三菱総合研究所

コンクリート骨材として使用されるα石英や長石類に対するイオン照射試験を行った。骨材種別による膨張量の最大値やフルエンス依存性を，照射/未照射界面における表面段差により評価した。

キーワード：照射効果，コンクリート，非晶質化，高経年化

1. 緒言

コンクリート骨材として使用されるα石英や長石類は，供用期間中の中性子照射によって非晶質化し，体積膨張することが知られている。膨張量と材料や照射条件に関するパラメータの関係は，既往研究間でかなりの違いがみられる。そこで，実験条件を精緻に制御できるイオン照射による膨張量評価を実施した。

2. 実験

α石英，天然鉱物から採取された曹長石，及び正長石を供試材とした。試料は厚さ 0.5mm の板状に加工され，表面はバフ研磨されている。東京大学重照射損傷研究設備を使用して，試料表面温度を室温（約 30 ℃），50 ℃, 150 ℃に調整しつつ，ビーム量を 1.5×10^{12} $cm^{-2}s^{-1}$ に制御した 3 MeV Si イオンを照射した。フルエンスは，α石英におけるイオン飛程平均の核的エネルギー沈着量が 8, 50, 400 eV/atom となるよう照射時間で制御した。試料の半面をマスクして，照射部分と未照射部分の境界線を明確にした。照射後試験として，境界線付近における表面段差の測定と透過電子顕微鏡観察を実施した。段差測定には接触式の段差測定装置と表面に薄い金コーティングをしてからのレーザ顕微鏡観察を併用した。透過電子顕微鏡用試料は，集束イオンビーム加工装置によるリフトアウト法で作成した。

3. 結果と考察

8 eV/atom まで照射されたα石英を透過電子顕微鏡で観察すると，照射部は完全に非晶質であった。

また，すべての試料で照射/未照射の界面に明瞭な段差が確認できた。段差の高さは実験前の予想より大きく，最大値はα石英で約 400 nm，曹長石部分が 250 nm，正長石が 150 nm 程度である。イオンの飛程と非晶質化した鉱物の密度から三次元的な膨張を仮定すると，このような大きな段差の形成は説明できない。つまりイオン照射をうけた鉱物は，非晶質化した後に，体積膨張に伴う圧縮応力を緩和するために表面方向へ一次元的に変形していくことが示唆された。

謝辞

本件は、資源エネルギー庁「平成３０年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（高経年化対策に資するコンクリート照射劣化に関する研究）」における成果の一部を取りまとめたものである。イオン照射実験の一部は、東京大学原子力専攻の共同利用の一環として実施した。

---

*Kenta Murakami[1], Luu Vu Nhut[1], Hamza Samouh[2], Ippei Maruyama[2,3], Kiyoteru Suzuki[4]

[1]Nagaoka University of Technology, [2]Nagoya University, [3]The University of Tokyo, [4]Mitsubishi Research Institute

Point defects production in ceria under high-energy electron irradiation by using *in-situ* cathodoluminescecnce

* Pooreun Seo[1], A.K.M. Saiful Islam Bhuian[1,2], Jean-Marc Costantini[3], Syo Matsumura[1], Kazuhiro Yasuda[1]
[1]Kyushu University, Fukuoka, Japan, [2]Bangladesh Atomic Energy Commission, Dhaka, Bangladesh, [3]CEA, University Paris-Saclay, Gif-sur-Yvette, France

Abstract

CeO_2 (ceria) is one of the remarkable materials as a surrogate for a nuclear fuel and transmutation target. We have investigated the production and charge state of point defects and F-centers in ceria by using *in-situ* cathodoluminescence (CL) spectroscopy under high-energy electron irradiation in a High Voltage Electron Microscope (HVEM).

Keywords: ceria, point defects, F-center, high voltage electron microscope, cathodoluminescence

1. Introduction

Understanding on the creation and charge state of point defects under irradiation is important for the safety evaluation of nuclear material. Ceria, a cubic fluorite-type of ceramics is a surrogate of PuO_2, and is induced oxygen point defects by elastic-inelastic collision under high-energy electron irradiation. These defects, charged by electron trapping (F-centers) emit visible light according to charge states (e.g. F^0, F^+, F^{2+}) [1]. The production of F-centers was detected by *in-situ* cathodoluminescence (CL) spectroscope during electron irradiation, which is interfaced with HVEM.

2. Experimental

A single crystal ceria in thickness of 1 mm, and sintered bodies of poly crystal in thickness of 150 μm were used. The HVEM in the Ultramicroscopy Research Center of Kyushu University was operated at energies ranging in 400 ~ 1250 keV and temperatures of 100 ~ 300 K. Electron beam with a flux of $\varphi = 2.55 \sim 7.65 \times 10^{21}$ $m^{-2}s^{-1}$, measured by in-beam Faraday cup, was used with a beam diameter of 30 μm. The CL emission was collected in the HVEM by an optical fiber probe [2] and each spectrum was generally taken in 30 secs under averaged out over 5 recordings and repeated 5 times.

3. Results and Discussion

Figure 1 shows *in-situ* CL spectra of a single crystal ceria obtained under 20 keV and 600 keV electron irradiation by using Scanning Electron Microscope (SEM)-CL and HVEM-CL, respectively. Three broad bands were obtained with 600 keV electrons, centered at photon energies of 1.6 eV, 2.7 eV and 4.1 eV, assigned to be impurities, Ce^{3+} ions and F-centers, respectively. However, only one band (2.8 eV) was obtained for 20 keV, whose transferred energy is lower than the threshold displacement energy (E_d) of oxygen atom in ceria. Therefore, this band indicates Ce^{3+} ion and separates due to spin-orbit coupling. The F-center (4.1 eV) induced by 600 keV electrons is due to the displacement damage of oxygen sublattice. The electron energy, beam-flux and temperature dependences on CL spectra are discussed with a model taking cross-section of oxygen displacement and emission process of CL into accounts.

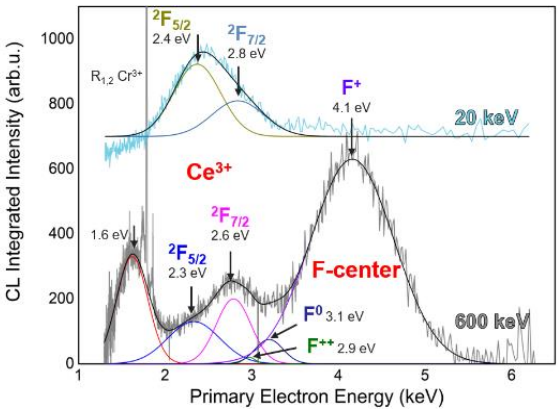


Figure 1. CL spectra are obtained at RT for 20 keV and 600 keV electrons in single crystal ceria. Gaussian fitting curves are also shown.

References

[1] J.-M. Costantini, Y. Watanabe, K. Yasuda, M. Fasoli, J. Appl. Phys., 121 (2017) 153101.

[2] K. Furumoto, T. Tanabe, N. Yamamoto, T. Daio, S. Matsumura, K. Yasuda, Kinoshita, T. Mukai, Mater. Trans., 54 (2013) 854.

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

Thu. Sep 12, 2019 5:30 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 8:30 AM - 9:00 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[2H15-16] Fracture Behavior

Chair:Kenji Nishida(CRIEPI)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2H15] Long-Term SCC Initiation Tests of Alloy TT690 under Simulated PWR Primary Water Condition

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Makie Okamoto[1], Koji Arioka[1] (1. INSS)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2H16] Study on physical mechanism in aging phenomenon of fuel debris

(2)Transition of total crack length by cyclic temperature fluctuation in solidified molten materials including uranium

*Seiya Suzuki[1], Kimihiko Yano[1], Nobuo Okamura[1], Masayuki Watanabe[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

TT690 合金の PWR1 次系模擬水中長期 SCC 発生試験

Long-Term SCC Initiation Tests of Alloy TT690 under Simulated PWR Primary Water Condition

*寺地 巧[1]，山田 卓陽[1]，岡本マキエ[1]，有岡 孝司[1]
[1]原子力安全システム研究所

ブラントノッチ CT 試験片を用い 360℃の PWR1 次系模擬環境下で TT690 合金(20%冷間加工材)の SCC 発生試験を試みた。40,635 時間の試験後に表面長さ 20 μm 程度の微小な SCC の核が形成され、その後更に 4,882 時間試験を継続した結果、開口が僅かに進み SCC 発生段階の前駆挙動が進行していることが確認された。

キーワード： TT690 合金，SCC 発生試験，PWR1 次系，冷間加工材

1. 緒言

TT690 合金は加圧水型軽水炉（PWR）の一次系における応力腐食割れ（SCC）への対策材として、圧力バウンダリーなどの重要部位で用いられている。同材料は耐 SCC 性に優れた特徴を有し、これまでのところ実機プラントにおける SCC 発生は報告されていない。しかし、強い冷間加工を加えることにより、SCC 進展の感受性を持つことが明らかとなっている[1]。また、400℃以上の高温大気中[2]や 360℃で変動応力を付与した加速試験[3]では、明瞭な粒界亀裂の発生が報告されており、加速条件では SCC 発生感受性を持つことが分かっている。そこで本研究では、大きな加速を伴わない条件で長時間の試験を行い、TT690 合金の SCC 発生感受性について検討した。

2. 実験

2 鋼種の TT690 合金について 10~50%の冷間圧延(CW)を加え、T-L 方位に切り出したブラントノッチ CT 試験片を作成した。ノッチ底部は、予亀裂を導入せずに 0.5mm の曲率半径を持つラウンド型とし、ダイアモンドペースト 1μm 仕上げとすることで、表面加工層の影響が出ないよう処理した。作成した試験片を PWR 模擬環境中（500ppmB＋2ppm Li＋DH 30cc/kg H_2O, 320～360℃）に浸漬し SCC 発生試験を試みた。本試験では便宜上、亀裂が導入された場合に生じる K 値の概念を設定荷重の代表値として用い、標準的な試験では K 値 30MPa√m 相当となる定荷重を付与した。また、設備点検の必要性から、約 5,000 時間毎に応力を下げて試験を中断し、亀裂の状態を観察した後に試験を再開した。

3. 結果・考察

図 1 に TT690 合金(20%CW)ブラントノッチ底部の SEM 観察結果の代表例を示す。本試験では、360℃の PWR1 次系模擬環境下において 40,635 時間経過した際に最大で長さ 20μm 程度の SCC の核形成が認められた。そこで更に試験を継続し、4,882 時間経過後に試験片を腐食試験装置から取り出して比較したところ、約 29nm の微細な開口が観察された。このことは、TT690 合金の SCC 発生感受性が低いことを示す一方で、SCC 発生段階の前駆挙動が継続していることを示唆している。

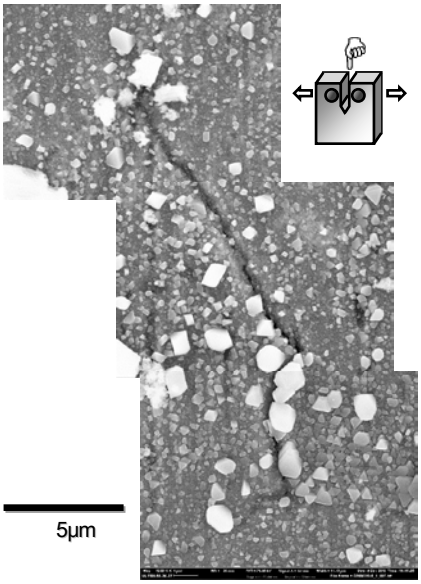


図 1　TT690 合金(20%CW)の PWR1 次系模擬環境下(360℃×45,517 h, K=30 MPa√m 相当)でブラントノッチ底部表面に生じた SCC の核の SEM 像

[1] P.L. Andresen et al., Proc. 13th Environmental Degradation conf., (2007)
[2] K. Arioka, CORROSION, Vol.71, 4, (2015).
[3] P.L. Andresen et al., Proc. 16th Environmental Degradation conf., (2013).

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Makie Okamoto[1] and Koji Arioka[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

燃料デブリの経年変化における物理学的メカニズムに関する研究
（2）ウラン系溶融固化体における周期的な温度変動による総クラック長さの変化

Study on physical mechanism in aging phenomenon of fuel debris ((2) Transition of total crack length by cyclic temperature fluctuation in solidified molten materials including uranium)

*鈴木 誠矢[1]，矢野 公彦[1]，岡村 信生[1]，渡部 雅之[1]
[1]日本原子力研究開発機構

燃料デブリの経年変化挙動に関する知見を得るため、UO_2 または$(U,Zr)O_2$ とステンレス鋼（SUS）を材料に溶融固化体を作製し、周期的な温度変動を加えた前後での総クラック長さの変化を調べた。UO_2-SUS 系では熱サイクルの回数が増えるとともに総クラック長さが増加したが、$(U,Zr)O_2$-SUS 系では総クラック長さに顕著な変化がみられなかった。

キーワード：燃料デブリ，経年変化，物理学的メカニズム，UO_2，$(U,Zr)O_2$，熱サイクル，総クラック長さ

1. 緒言

福島第一原子力発電所における燃料デブリの取り出し開始は 2021 年度以降と想定されている。取り出し作業期間及び取り出し後から最終処理までの期間は長期にわたる可能性があり、燃料デブリ性状の経年変化を適切に予測してリスクを検討することが重要である。しかし、燃料デブリの経年変化に対する気温変化の影響度など、物理学的メカニズムの影響度を定量的に評価するような既存の知見はない。そこで前報[1,2,3]では、燃料デブリへの周期的な温度変動（熱サイクル）の影響を評価するための実験手法を構築するとともに、熱膨張率などの物理的性質の観点から燃料デブリの代替材料とした Y_2O_3-SUS 溶融固化体試料を用いた試験により熱サイクルが多くなることにより総クラック長さが増加することを確認した。本報では、燃料デブリの主成分と考えられる UO_2 または$(U,Zr)O_2$ を用いて作製した酸化物-金属の溶融固化体試料に熱サイクルを加え、酸化物相の総クラック長さの変化を測定した。

2. 実験

燃料デブリが影響を受けると考えられる気候変動と自己発熱を考慮し、燃料デブリの長期（数十年）にわたる熱サイクルの範囲を 200～250℃と仮定した。そして、外部加熱ではあるが電気炉で再現した熱サイクルを溶融固化体試料に対して加えて、クラックの発生・伝播を促した。なお、溶融固化体試料は U 酸化物と溶融した SUS の比が 15 : 85[vol%]程度となるように作製した（図 1）。これらに切断・研磨処理等を施して、断面の総クラック長さを測定した。測定は、顕微鏡により得られた酸化物部の合成画像に対して画像処理ツールを用いて、モノクロ画像化、エッジ処理、2 値化処理、フィルタリングを施した後、クラックを自動的に選別して総クラック長さを計測した。

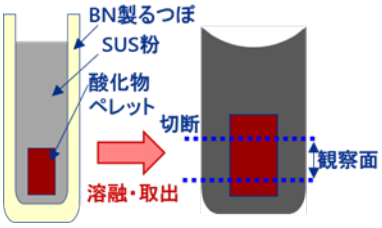


図 1 溶融固化体試料のイメージ図

3. 結果

UO_2-SUS 系（図 2 上）については、熱サイクル数を増やすにつれてクラック長さが増加することを確認し、試料形状の違いによる影響はあるものの Y_2O_3-SUS 系と近い結果となった。$(U,Zr)O_2$-SUS 系（図 2 下）については、クラック長さの増加がみられず、熱サイクル数とクラック長さについて特徴的な傾向は確認できなかった。本試験で用いた$(U,Zr)O_2$ には UO_2 と比べて初期に多数のクラックが存在し、それらにクラック進展に必要なエネルギーが分散したため、更なるクラックの発生・伝播に至らなかったと思われる。

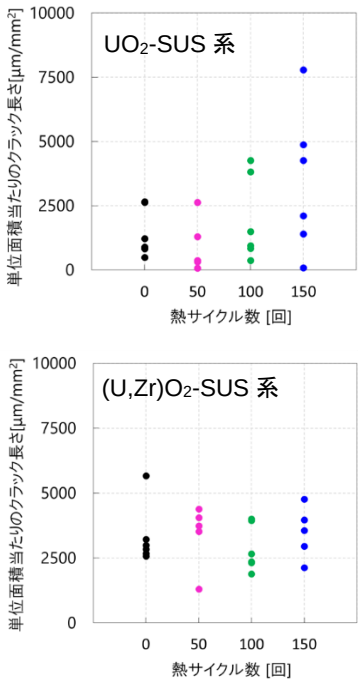


図 2 単位面積当たりのクラック長さに対する熱サイクルの影響

4. 結言

今後は、本試験で見られた形状の違い及び既存クラックの有無の影響に関するメカニズムの検討を進めていくとともに、化学的メカニズム等、他のメカニズムとの相互作用を確認していく予定である。

参考文献

[1].BLAND, Will J.; ROLLS, David. Weathering: an introduction to the scientific principles. Routledge, 2016. [2].KIMIYA, Kazukuni. Rock Weathering from a Geologial Standpoint. Journal of the Japan Society of Engineering Geology, 1991, 32.3: 120-129. [3].SUZUKI, YANO, WATANABE, KOIZUMI. Study on physical mechanism in aging phenomenon of fuel debris (1) Transition of total crack length by cyclic temperature fluctuation. Atomic Energy Society of Japan 2018 Fall Meeting (1F13).

*Seiya SUZUKI[1], Kimihiko YANO[1], Nobuo OKAMURA[1], Masayuki WATANABE[1].
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[2I01-05] Corrosion Chemistry, Radiation Chemistry

Chair:Hidetoshi Karasawa(IAE)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2I01] Studies on Water Radiolysis under Irradiation of X-ray Simulating Bremsstrahlung

(1)Measurement of Dose and Photon Spectrum Absorbed in Water

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

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2I02] Studies on Water Radiolysis under Irradiation of X-ray Simulating Bremsstrahlung

(2)Evaluation of Effect of Radiation Quality on Molecular Formation

Ryuji Nagaishi[1], *Ryo Kuwano[1], Taichi Matsumura[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2I03] Evaluation of the effects of TiO_2 corrosion protection under the noble metal condition

*Takahiro Hara[1], Osamu Shibasaki[1], Koji Negishi[1], Seiji Yamamoto[1], Masato Okamura[1], Yusuke Horayama[1], Junichi Takagio[1] (1. TOSHIBA ESS)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2I04] Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant

(4)Evaluation of TiO_2 Deposition Distribution on surfaces of structures in a Reactor Pressure Vessel

*Takashi Mawatari[1], Yasushi Yamamoto[1], Osamu Shibasaki[1], Takahiro Hara[1], Yusuke Horayama[1], Junichi Takagi[1] (1. TOSHIBA ESS)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2I05] Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant

(5)3-D Analysis of the Water Radiolysis in the Reactor

*Yusuke Horayama[1], Takashi Mawatari[1], Shibasaki Osamu[1], Takahiro Hara[1], Junichi Takagi[1] (1. TOSHIBA ESS)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

制動放射を模擬したエックス線照射による水の放射線分解の研究

（1）吸収線量と吸収スペクトルの測定

Studies on Water Radiolysis under Irradiation of X-ray Simulating Bremsstrahlung

(1) Measurement of Dose and Photon Spectrum Absorbed in Water

*松村 太伊知[1]，永石 隆二[1]，桑野 涼[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

原子炉、吸着塔、収納缶等の金属構造材表面ではβ線や二次電子から低・連続エネルギー化した制動放射が発生して、これが水の分解を引き起こして構造材の腐食等に影響を及ぼしている。ここで、放射線分解する水はその層の厚さによって異なる線質（エネルギー・スペクトル）の制動放射を吸収するため、放射線分解実験を行う場合はこれを考慮した高度な線量評価が重要となる。そこで本報告ではシリーズ発表の1番目として、制動放射の模擬としたX線の水への照射を高精度線量計とスペクトロメータを用いて測定して、水への吸収光子の入射最大エネルギー（管電圧）や水層の厚さに対する依存性を議論した。

キーワード：エックス線・水・吸収線量・吸収スペクトル・エネルギー吸収係数

1. 緒言

これまで入射線種（β線、γ線）、構造材の種類（SUS304、SUS316L）や厚さを変えながら水中の構造材近傍の放射線環境の再現を計算科学手法によって行い、これらをもとに構造材近傍の光子・電子のエネルギー分布評価[1]を行ってきた。ここで、二次的に発生した制動放射は発生源の放射線より低エネルギーで、連続エネルギー（スペクトル）を有することが確認される。これが水に吸収される場合、スペクトルの低エネルギー側から優先的に吸収され、これに伴い吸収された制動放射の線エネルギー付与（LET）が入射した制動放射よりも高くなるため、吸収線量を評価するには、これを考慮した高度な測定が必要となる。

本研究では制動放射を模擬したX線を石英管に入れた水に照射し、水の有無及び高さと、X線の管電圧を変えながら、照射装置内に導入した精密線量計とX線スペクトロメータを用いてそれぞれ透過X線の線量率とスペクトルを測定した。これらの結果をもとに、水が吸収したX線の線量率及び線質を評価した。

2. 実験

X線照射には富岡町のCLADS国際共同研究棟に設置のX線照射装置（MBR-1520R-4、日立パワーソリューションズ）を用いた。管電圧は35-150 kV、管電流は20mA、フィルターはAl、Al+Cuフィルターを用いた。精密線量計はRAMTECH Light（東洋メディック、電離箱式プローブTN30013（PTW））を、X線スペクトロメータはEMF123型（EMFジャパン、CdTe半導体検出器）を用いた。スペクトルの測定では、水を透過したX線を黒鉛散乱体で90度散乱させて、これをレスポンス補正（コンプトン散乱法[2]、K吸収端・90度散乱）して直接線に変換した。放射線透過性に優れたカプトンフィルムを石英管の底面に張った容器に水を入れ、その高さを0-40 mmと変えながら透過した線量率及びスペクトルを測定した。

3. 結果と考察

実験結果の一例として、図1に管電圧と水層の高さによる水の透過率の依存性を示す。水無しでの線量D_0、各水層の高さでの線量D_tとすると、透過率D_t/D_0は$D_t/D_0 = I_t/I_0 = exp(-\mu_{tot} X)$と表すことができる。ここで、$\mu_{tot}$は水の線減弱係数、$X$は水層の高さ（厚さ）である。X線管から放出されるX線は加速電子のWターゲットでの制動放射によって連続エネルギー分布を有しているが、本測定データをもとに上式から導出されたμ_{tot}は水層に吸収された単色の光子エネルギー（平均・代表値）を与え、これから線質（LET）を求めることができる[3]。

本報告では、縦軸（光子数・線量）によって異なるスペクトルについて述べるとともに、水層厚さや管電圧が水に吸収されたX線のエネルギーやLETにどのように影響するか議論する。

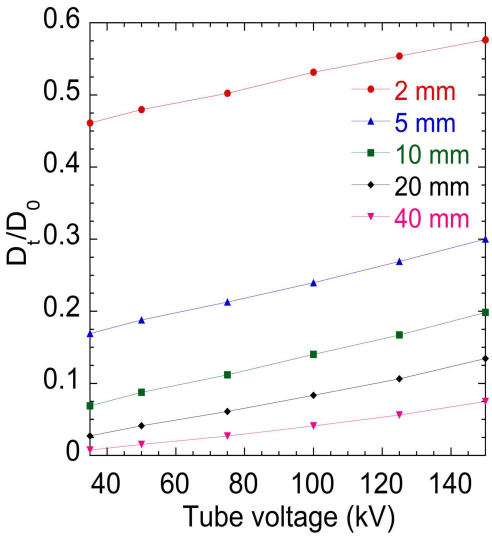


図1 水の透過率のX線発生管の管電圧と水層の厚さに対する依存性

参考文献

[1] 松村太伊知，永石隆二ら，「放射線環境での構造材近傍のエネルギースペクトル評価」，原子力学会2018年春の年会，2M03 (2018) 他.

[2] Balza Achmad, Esam M.A. Hussein, "An X-ray Compton scatter method for density measurement at a point within an object", Applied Radiation and Isotopes, 60, 805–814 (2004) 他.

[3] 永石隆二，桑野涼，松村太伊知，「低透過性放射線による水の分解での水素発生等の測定」，原子力学会2019年春の年会，1D06 (2019) 他.

*T. Matsumura[1], R. Nagaishi[1], R. Kuwano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

制動放射を模擬したエックス線照射による水の放射線分解の研究
(2) 分子生成の線質効果の評価

Studies on Water Radiolysis under Irradiation of X-ray Simulating Bremsstrahlung

(2) Evaluation of Effect of Radiation Quality on Molecular Formation

永石 隆二[1]，*桑野 涼[1]，松村 太伊知[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

Co-60 γ線のような単一エネルギー（単色）をもつ光子とは異なり，制動放射やX線といった連続エネルギー（スペクトル）の光子は，水の層の厚さ等によって水中に異なる線質（エネルギー・スペクトル）の光子を与える。異なる線質の光子による水の分解は生成物の異なる収量（G値）やパターンを与えることから，それら光子を用いた実験ではこの線質（LET）効果の評価が重要となる。　そこで本報告ではシリーズ発表の2番目として，X線照射による水の分解の線質効果（分子生成物の生成挙動）を，1番目で測定した線量・線質データをもとに明らかにして，水の分解に及ぼす管電圧（入射最大エネルギー）や水層の厚さの影響について議論した。

キーワード：エックス線，水，放射線分解，分子生成物，放射線化学収量（G値），線質

1. 緒言

β線や二次電子が金属構造材に当たって二次的に生じる制動放射はその入射放射線より低いエネルギーをもち，これに伴い線エネルギー付与（LET）が一般的に高くなるため，水の分解による水素分子（H_2）や過酸化水素（H_2O_2）といった分子生成物のプライマリ収量（G値）は増加する（線質（LET）効果）[1]。これまで，制動放射を模擬したX線を用いて管電圧（入射最大エネルギー）の減少に伴うH_2発生の増加等を観測してきた[2]が，より精度良く観測G値を求めてその線質効果を評価するには，水層の厚さ等の違いによって水中に異なる線質（エネルギー・スペクトル）の光子が与えられることを詳細に調べられる，高度な線量測定との組み合わせが課題であった。

そこで本研究では，水のX線分解の実験を行い，前の報告 (1)で得た線量・線質データをもとに，H_2及びH_2O_2の観測G値を求めて，水の分解に及ぼす管電圧や水層の厚さの影響を線質パラメータのLET等の点から議論した。

2. 実験

X線照射には，CLADS国際共同研究棟（富岡）に設置のX線装置（日立パワーソリューションズ，X線管装置UI-1520R，Wターゲット）を用いた。管電圧は35−150 kVの範囲で変更可能で，吸収線量率は最大で3.0 kGy/h（水換算，管電流20 mA以下）である。LX線 (8−10 keV)，KX線 (57−70 keV)といった特性X線の除去には，Alまたは Al+Cu の薄板フィルターを用いた。照射には，X線や電子線を含む放射線の透過性に優れたカプトンフィルムを照射（透過）面とした試料容器（照射面以外 Ti または石英製）を作製して，これに水溶液試料を入れて用いた。線量計には，化学線量計（フリッケ，セリウム）並びにフィルム線量計（ラジオクロミック FWT-60）を用いた。

3. 結果・考察

H_2発生では海水塩分濃度相当のハロゲン化物イオンを溶解した水溶液，H_2O_2生成では電子捕捉剤の硝酸イオンを添加した水溶液と，それぞれ液深や溶存酸素の影響を受けずに，観測したG値がプライマリG値を与える水溶液の条件[2,3]を選んだ。図1にH_2発生の照射時間 (a)並びに吸収線量 (b)に対する依存性（試料高さ2.5 cm）を示す。管電圧の増加に伴いX線の放射率が上昇するため，横軸を照射時間 (a)にするとH_2発生量Pの傾きは管電圧が高いほど大きくなっているが，横軸を吸収線量 (b)にするとその傾きはその水溶液でのプライマリG値を与えるため，互いに似通ったものとなる。ここで，管電圧150 kVでのG値はCo-60 γ線の値（4.8×10^{-8} mol/J [3]）とほぼ同じで，管電圧35 kVでのG値はそれより30 %程度増加している（本装置）。

本報告では，H_2O_2生成とともに，分子生成物の線質効果について述べて，さらに線質効果に及ぼす水層の厚さやフィルターの影響について議論する。

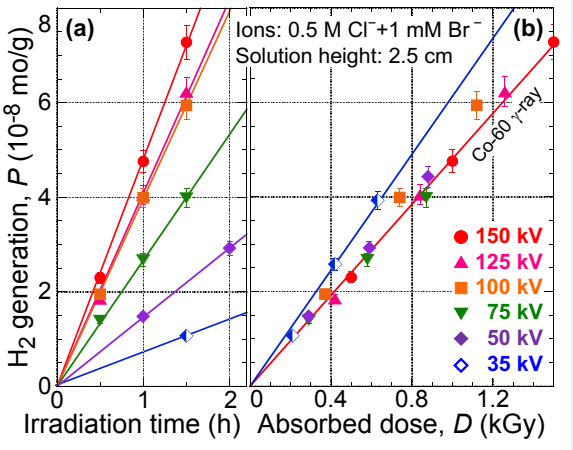


図1 X線分解による水素発生の照射時間・線量依存性
（管電流 20 mA，フィルターなし）

参考文献

[1] 永石隆二，松村太伊知ら，「燃料デブリ周囲へのエネルギー付与に関する評価」，原子力学会2017年秋の大会, 1F06-07 (2017) 他.

[2] 永石隆二，桑野涼ら，「低透過性放射線による水の分解での水素発生等の測定」，原子力学会2019年春の年会, 1D06 (2019).

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

Ryuji Nagaishi [1], * Ryo Kuwano [1], Taichi Matsumura [1]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

貴金属共存環境における酸化チタン防食性能評価

Evaluation of the effects of TiO_2 corrosion protection under the noble metal condition

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

酸化チタン注入は応力腐食割れ(SCC)抑制技術のひとつであり、その光触媒効果を利用し、アノード電流を発生させることで水素注入することなく構造材の腐食電位を低下させ、SCC を抑制する。しかし、ラボ試験では通常水質条件(NWC)において貴金属処理した試験片に酸化チタン処理した場合、酸化チタンの電位低下効果が抑制されることが確認されている。本発表では、より実機に則した環境での酸化チタン防食性能を評価した。

キーワード: BWR, TiO_2, SCC, 腐食電位, 水化学

1. 緒言

貴金属注入後、一定期間運転したプラントにおいては、貴金属を施工した構造材表面に腐食生成物が付着する。これらのプラントに酸化チタン注入を適用した場合、腐食生成物の上に酸化チタンが付着することが想定される。そこで、本稿では上記環境における酸化チタン効果の評価結果について報告する。

2. 試験内容

NWC 水質で 500 時間プレフィルミングした SUS316L 試験片に表 1 に示す条件で貴金属、被覆物、酸化チタンを順に塗布後、280℃、NWC 環境下で腐食電位測定を行った。腐食生成物の模擬物質には Fe_2O_3 を使用した。

表 1 腐食電位測定条件

	単位	試験条件
酸化チタン付着量	μ g/cm^2	30
貴金属付着量	μ g/cm^2	0.1
腐食生成物(Fe_2O_3)付着量	mg/cm^2	0, 0.25, 1
光量	mW/cm^2	1
水質(DO:DH:H_2O_2)	ppb	250:10:200

3. 結果および考察

図 1 に腐食生成物付着量別の腐食電位測定結果を示す。貴金属上に腐食生成物を付着させた条件では、腐食生成物を付着させない条件と比べて電位が低下することを確認した。また、腐食生成物の付着量が多い 1mg/cm^2 の場合、付着量が 0.25mg/cm^2 の場合よりも電位の低下幅が小さくなる傾向が見られた。これは絶縁性の高い腐食生成物により、酸化チタンで発生したアノード電流が構造材に到達するのを阻害されるためだと考えられる。

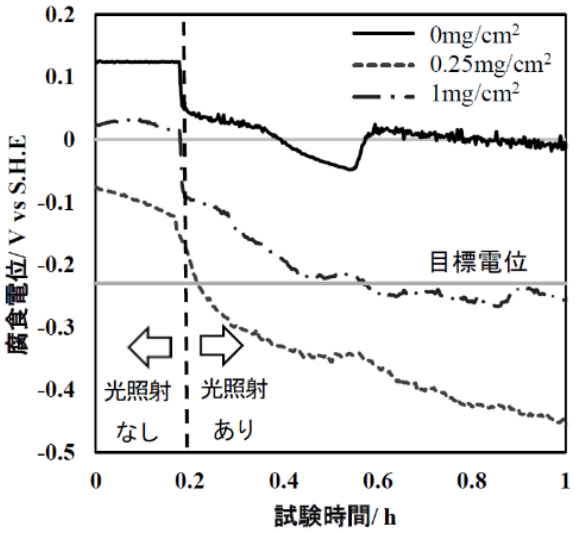


図 1 腐食生成物付着量別腐食電位測定結果

4. 結言

貴金属が付着した材料表面に腐食生成物が付着する場合、酸化チタンと貴金属が共存する環境においても腐食電位が低下する結果が得られた。これは、水素注入なし環境で腐食電位を増加させる貴金属の作用が、腐食生成物に被覆されることにより低減したことに起因すると考えられる。

参考文献

[1] 柴崎ら、「貴金属存在環境での酸化チタンによるSCC予防効果」 日本原子力学会 2016 年春の年会

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

炉内腐食環境評価モデルの実機適用に向けた高度化
（4）炉内酸化チタン付着量分布評価

Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant
(4) Evaluation of TiO2 Deposition Distribution on surfaces of structures in a Reactor Pressure Vessel

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

沸騰水型原子炉で懸念される応力腐食割れ(SCC)対策として、炉内腐食電位分布の解析評価に取り組んでいる。この解析評価に用いる「炉内腐食環境評価モデル」の高度化に際して、解析精度向上とともに、当社の SCC 対策技術である酸化チタン注入効果を評価するための解析を新たに追加・評価した。

キーワード：応力腐食割れ，腐食電位，熱流動，酸化チタン，付着量分布

1. 背景

応力腐食割れ(SCC)対策のため腐食電位を指標として腐食環境を評価する「炉内腐食環境評価モデル」について、酸化チタン注入による腐食電位低減効果も評価可能なモデルを開発中である [1)]。新たに導入した解析の 1 つが、構造物表面への酸化チタン付着量分布を評価する「酸化チタン付着量分布解析」である。

2. 酸化チタン付着量分布解析モデルと評価結果

酸化チタンの付着速度は流れの影響を受けるため、流動解析(CFD)ソフトウェア ANSYS® Fluent® Release 18.2 を用いた解析モデルを構築した。図 1 に示す様に、現在の解析モデルは 3 次元で熱流動および酸化チタン付着を解析する圧力容器内と、1 次元的に付着のみ評価する再循環系統や炉心からなる。付着速度は、付着速度(物質移行)係数と酸化チタン濃度の積により求め、付着速度係数は流れ場と炉心沸騰場で異なる相関式 [2,3)]を採用・拡張した。濃度や相関式中の流速等は壁面隣接格子・流出境界面の値とそれを基にした算出値を用いた。

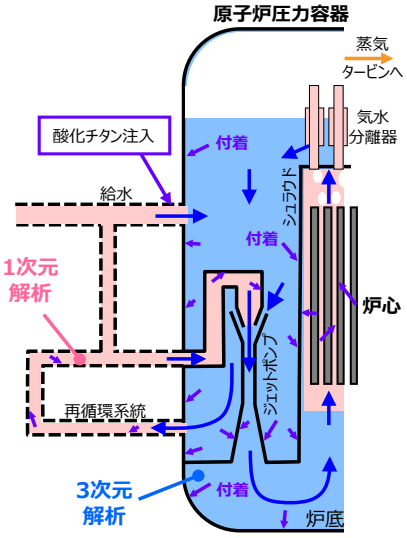


図 1　解析モデル概要

評価は定格運転時の 1100 MWe 級 BWR-5 を対象に、水質上の酸化チタン注入速度上限 2 kg/h で、オンライン貴金属注入を参考に 48 時間の注入を想定した。注入から 48 時間後の付着密度分布を図 2 に示す様に、一部を除き、腐食電位低減効果が期待できる付着密度 15 μg/cm^2 を得られた。なお、付着密度が小さい箇所は低流速・低付着速度箇所で、これは採用した付着速度係数相関式の流速依存性に因る。

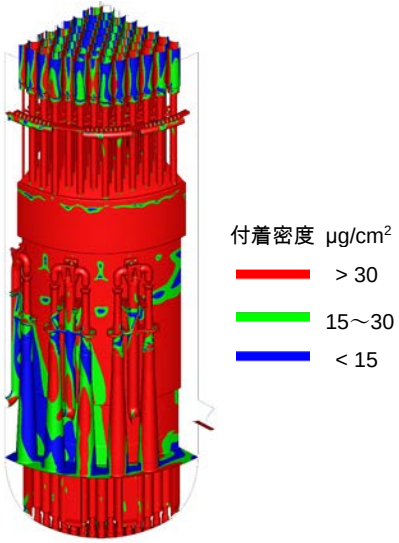


図 2　付着密度評価結果

3. 結論

CFD を用いた酸化チタン付着量分布解析モデルにより、炉内の付着密度分布を得た。今後、検証試験等により精度評価・向上を図る。

参考文献

[1] 洞山ら，炉内腐食環境評価モデルの実機適用に向けた高度化(1)全体計画，日本原子力学会 2018 年秋の大会
[2] 根岸ら,運転中酸化チタン注入技術の開発(1)乱流場での酸化チタン付着挙動の評価，日本原子力学会 2013 年秋の大会
[3] 根岸ら,運転中酸化チタン注入技術の開発(3)沸騰場での酸化チタン付着挙動の評価，日本原子力学会 2014 年春の年会

*Takashi Mawatari[1], Yasushi Yamamoto[1], Osamu Shibasaki[1], Takahiro Hara[1], Yusuke Horayama[1] and Junichi Takagi[1]
[1]TOSHIBA Energy Systems and Solutions Corporation

KGN-2019-09,
HN-2019-2627

炉内腐食環境評価モデルの実機適用に向けた高度化
（5）炉内ラジオリシス解析の 3 次元化

Improvement of the Model for Evaluating the Corrosive Environment in a Nuclear Power Plant
(5) 3-D Analysis of the Water Radiolysis in the Reactor

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

沸騰水型原子炉（BWR）で懸念される応力腐食割れ（SCC）対策として、炉内腐食電位分布の解析評価に取り組んでいる。評価の過程で重要となるラジオリシス解析について、流動解析の 3 次元体系へ統合し、炉内ラジオリシス分布の 3 次元化を図った。

キーワード：応力腐食割れ，放射線分解，腐食電位，熱流動，HWC

1. 緒言　BWR の SCC 対策として、腐食電位を指標とした腐食環境を定量的に評価する「炉内腐食環境評価モデル」[1]を開発している。腐食電位評価のためには、水の放射線分解により生成する化学種濃度をラジオリシス解析により求めることが重要となる。しかし、既存モデルは 1 次元体系で計算されていたため、例えば炉内の下部ダウンカマと呼ばれる部位では化学種濃度変化が急峻である一方でメッシュが荒く、評価精度に課題があった。そこで、本モデルでは、ラジオリシス解析を流動解析の 3 次元体系へ統合することでメッシュを細分化させ、且つ炉内の任意の点における流速分布・温度分布・ラジオリシス分布を同時に解くことを目指している。

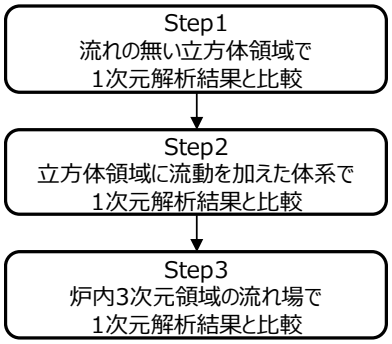


図 1　ラジオリシス解析の成立性確認フロー

2. 解析条件および評価結果　解析には流動解析ソフトウェア FLUENT®Release18.2 およびユーザーサブルーチン機能を用いて、化学種濃度の変化および輸送を計算する解析モデルを構築した。解析の手順は**図 1** に示すように、Step1：流れのない立方体領域（1 辺 0.1m、メッシュ数 8000）において検証済みの 1 次元解析結果を再現すること、Step2：Step1 の領域に流動を加えた体系で検証済みの 1 次元解析結果を再現すること、Step3：炉内 3 次元領域（メッシュ数約 1000 万）の流れ場で検証済みの 1 次元解析結果を再現すること、の順に成立性を確認した。

Step1 では各化学種濃度推移は 1 次元解析結果（初期濃度：H^+, OH^- = 0.002951 mol/m^3, O_2 = 0.235 mol/m^3，ガンマ線吸収線量率 = 1 kGy/h の条件）をほぼ再現し、反応開始 0.1 秒後時点で全ての化学種濃度について±5 %の範囲に収まっていた。次に Step2 において、流速 1 m/s を与えた結果、**図 2** に示すように流出境界面における化学種濃度推移は 1 次元解析結果（0.1 秒後）に対し-7～＋4%の範囲に収まっていた。Step2 の成立性確認をもって Step3 へ移行し、メッシュ数を拡張させた炉内ラジオリシス解析評価を進めている。

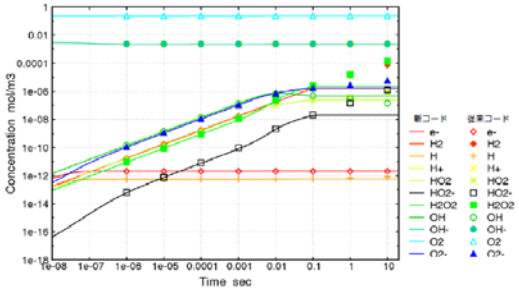


図 2　高温純水系の流れ場における
ラジオリシス解析と 1 次元解析結果との比較

3. 結言　流動解析ソフトウェアを用いたラジオリシス解析により、炉内の 3 次元ラジオリシス分布を得る見込みを得た。今後は、対象範囲の拡張、解析コードの検証等を進め、さらなる精度向上を図る。

FLUENT is a registered trademark or a trademark of ANSYS, Inc. or its subsidiaries in the United States or other countries.

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

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

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

Thu. Sep 12, 2019 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[2I06-09] Ruthenium Chemistry, Corrosion Chemistry

Chair:Shunsuke Uchida(IAE)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2I06] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(5)Evaluation of Crud Deposition Behavior on Fuel Cladding Surface in Boiling Water

*Koji Negishi[1], Takahiro hara[1], Yusuke Horayama[1], Hiromi Aoi[1], Inagaki Hiromitsu[2] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS AND SOLUTIONS CORPORATION, 2. Chubu Electric Power Co., Inc.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2I07] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(6)The effect of TiO2 injection for Co-60 deposition

Osamu Shibasaki[1], *Yumi Yaita[1], Yusuke Horayama[1], Hiromi Aoi[1], Hiromitsu Inagaki[2] (1. TOSHIBA ESS, 2. Chubu Electric Power)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2I08] Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(7)The effect of water condition for Co-60 deposition of TiO_2 applied material

*Osamu Shibasaki[1], Takahiro Hara[1], Yusuke Horayama[1], Aoi Hiromi[1], Hiromitsu Inagaki[2] (1. TOSHIBA ESS, 2. Chubu Electric Power)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2I09] XAFS Study of Ru in High Level Active Liquid Waste containing seawater

*Hiromu Ambai[1], Sano Yuichi[1], Masayuki Watanabe[1] (1. JAEA)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発
（5）沸騰場環境での燃料被覆管へのクラッド付着挙動評価

Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(5) Evaluation of Crud Deposition Behavior on Fuel Cladding Surface in Boiling Water

*根岸 孝次[1]，原 宇広[1]，洞山 祐介[1]，青井 洋美[1]，稲垣 博光[2]

[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]中部電力

新たな線量率低減技術の開発のため腐食生成物挙動評価モデルの精度向上を図っている。そのためモデルに反映すべきデータとして、燃料表面における腐食生成物の付着挙動を評価しモデルの精度向上に必要なパラメータを取得した。

キーワード：燃料被覆管、沸騰場、クラッド、コバルト、付着、腐食生成物

1. 緒言　軽水炉の作業員被ばくの線源となる Co-58 と Co-60 は、構造材料および燃料部材から溶出した Ni イオンや Co イオンが燃料被覆管表面に酸化物として析出し放射化されて生じる。配管線量率低減技術として極低 Fe 高 Ni 運転を導入したプラントでは、炉水中の Fe に対して Ni が 1/2 以上となるため、$Ni(Co)Fe_2O_4$ だけでなく Ni(Co)O も析出する。この Ni(Co)O は溶解性が高く、Co-58、Co-60 の主な発生源となっている。極低 Fe 高 Ni 運転において、燃料被覆管表面での Ni(Co)O への Co 取込み挙動は線量率評価上重要な因子である。本研究では、極低 Fe 高 Ni 運転の水質環境を模擬し、燃料被覆管表面で析出した Ni(Co)O への Co 取込み挙動に及ぼす水質の影響を評価した。

2. 実験　BWR 燃料被覆管(Zry-2)を試験片としてヒータピンに被せ、高温高圧ループと接続した小型オートクレーブ内に装填した。入口温度 280℃出口温度 286℃、圧力 7MPa、出口蒸気クオリティ＜10%、平均熱流束 150kW/m^2、とし 100h の連続試験を実施した。試験は、実機プラントの極低 Fe 高 Ni 運転を考慮して、BWR 通常水質（NWC）条件とし、Ni イオン濃度をパラメータとした水質（表 1 #1、#2）と表 1 #2 に Zn 注入をした水質（表 1 #3）で実施した。試験後、付着した金属量を蛍光 X 線分析により定量し、さらに試験片の表面状態を SEM/EDX で観察した。

表 1 試験条件

	溶存水素（ppb）	溶存酸素（ppb）	過酸化水素（ppb）	Ni/Co/Zn（ppb）
#1	50	300	800	20/1/－
#2	50	300	800	50/1/－
#3	50	300	800	50/1/20

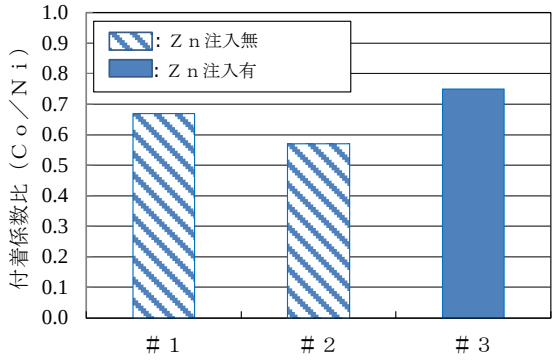


図 1 NiO 中の Co/Ni の付着係数比（NWC 条件）

3. 結論　#1~#3 の試験で沸騰濃縮により析出した酸化物は SEM/EDX の元素分析結果から、NiO と推察した。金属付着量（μg/cm^2）を試験水中濃度（μg/ cm^3）と試験時間（h）で割った値を付着係数（cm/h）とし、Co と Ni の付着係数の比を算出した（図 1）。試験結果から NiO として付着する場合、Co/Ni 付着係数比は試験水中の Co/Ni 濃度比および Zn の有無によらずほぼ一定であった。Ni/Co 付着係数の差は、Co は Ni との共沈により CoO として析出するが、CoO の溶解度が NiO より大きいことから、CoO が再溶解したと推定した。

なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発（フェーズ 2）」の成果の一部である。

---

*Koji Negishi[1], Takahiro Hara[1], Yusuke Horayama[1], Hiromi Aoi[1] and Hiromitsu Inagaki[2]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Chubu Electric Power Co., Inc.

軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発
（6）酸化チタン適用時の放射能付着量評価

Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(6) The effect of TiO_2 injection for Co-60 deposition

柴﨑 理[1]，*矢板 由美[1]，洞山祐介[1]，青井洋美[1]，稲垣博光[2]

[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]中部電力

プラント水質管理による線量率低減技術の開発に取り組んでいる。応力腐食割れ（SCC）抑制技術である酸化チタン施工が配管への放射能付着に与える影響について、評価を行った。BWR 通常水質環境下でのステンレス鋼への放射能付着試験において、酸化チタン塗布試験片の放射能付着量が低減する結果が得られた。

キーワード：酸化チタン、放射能取込、亜鉛注入、高 Ni 運転、水素注入

1. 緒言

軽水炉利用高度化に対応した、プラント水質管理による線量率低減技術の開発に取り組んでいる。SCC 抑制技術である酸化チタン施工が、配管表面の酸化皮膜性状と放射能付着量に与える影響を評価するため、酸化チタンを塗布したステンレス鋼に対する放射能付着試験を実施した。本稿では、酸化物成分毎の放射能付着量を評価した結果を報告する。

2. 試験内容

酸化チタンを塗布した SUS316L 試験片に対し、BWR 通常水質（NWC）環境下で放射能付着試験を行った。試験条件は、試験温度 280℃、溶存酸素 140ppb、溶存水素 5ppb、H_2O_2 濃度 150ppb、Co-60 濃度 0.015Bq/cm^3、Ni 濃度 0.2ppb、試験時間 500 時間とし、酸化チタン塗布量は 0、30、100μg/cm^2 の 3 条件とした。試験後、表 1 に示す処理を順次行うことにより試験片に生成した各酸化物成分を分離・回収し、各成分の放射能量測定を実施した。

3. 結果

表 1 酸化物分離処理条件

	処理条件	時間	温度	分離酸化物
超音波	50kHz、150W	2 min	室温	TiO_2、Fe_2O_3
陰極電解	1,000A/m^2、47g/L ギ酸溶液	1 hr	室温	Fe_3O_4
AP	3% $KMnO_4$ + 10% NaOH	1 hr	95℃	Cr 酸化物
AC	10%クエン酸アンモニウム	3 min	95℃	$NiFe_2O_4$

AP: Alkaline Permanganate　AC: Ammonium Citrate

図 1 に各分離処理で得られた酸化物の放射能付着量を示す。酸化チタン塗布試験片において、放射能付着量が低減する結果が得られた。しかし、本試験条件では、酸化チタン付着量と放射能付着量低減効果の相関性は確認されなかった。超音波処理により分離した成分の放射能量が少ないことから、酸化チタンへの Co-60 の取り込みは少ないと考えられる。放射能付着量の大部分は、鉄酸化物を分離する陰極電解時の分離物中に含まれることが確認された。

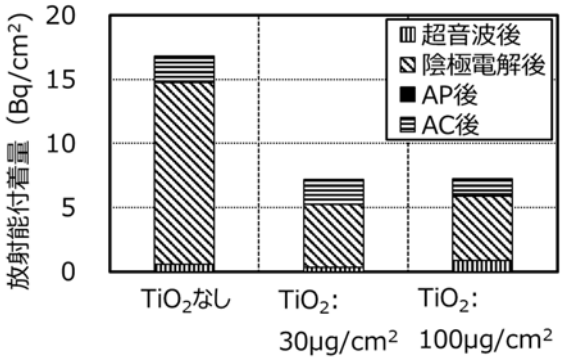


図 1 放射能付着量評価結果

4. 結論

BWR 通常水質環境下において、酸化チタン塗布により、ステンレス鋼への放射能付着量が低減する結果が得られた。

なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発（フェーズ 2)」の成果の一部である。

Osamu Shibasaki[1], *Yumi Yaita[1], Yusuke Horayama[1], Hiromi Aoi[1] and Hiromitsu Inagaki[2]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2] Chubu Electric Power Co., Inc.

軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発
（7）酸化チタン適用時の放射能付着に対する水質影響

Development of Dose Rate Reduction Technology for Improving LWR Utilization

(7) The effect of water condition for Co-60 deposition of TiO_2 applied material

*柴﨑 理[1]，原 宇広[1]，洞山祐介[1]，青井洋美[1]，稲垣博光[2]

[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]中部電力

プラント水質管理による線量率低減技術の開発に取り組んでいる。応力腐食割れ（SCC）抑制技術である酸化チタン適用が放射能取り込みに与える影響について、評価試験を行った。酸化チタン塗布時においても従来と同様、高 Ni 化、亜鉛注入等により放射能付着が低減する傾向が見られた。

キーワード：酸化チタン、放射能取込、亜鉛注入、高 Ni 運転、水素注入

1. 緒言

軽水炉利用高度化に対応した、プラント水質管理による線量率低減技術の開発に取り組んでいる。SCC 抑制技術である酸化チタン施工が放射能付着量に与える影響を評価した。酸化チタンの放射能付着影響を評価するため、BWR 水質模擬環境下で放射能付着試験を実施した。本項では酸化チタンの放射能取り込みに対して、水素注入の有無、亜鉛注入の有無、Ni 濃度の水質条件が与える影響についての評価結果を報告する。

2. 試験内容

酸化チタンを塗布した SUS316L 試験片に対し、表 1 に示す各条件での放射能付着試験を実施した。試験条件は Co-60 濃度 0.015Bq/cm^3、試験温度 280□、試験時間 500 時間、水質は BWR の通常水質（NWC）、水素注入水質（HWC）とした。試験終了後、皮膜中の放射能付着量を評価した。

表 1 放射能付着試験条件

	単位	試験条件
酸化チタン塗布量	μg/cm^2	0、30、100
Ni 濃度	ppb	0.2、2.0
亜鉛注入量	ppb	0、5
水質	－	NWC、HWC

3. 結果

図 1 に酸化チタン塗布量 100μg/cm^2 条件で実施した各水質における放射能付着試験結果を示す。放射能付着量は酸化チタン塗布により減少し、高 Ni 水質や亜鉛注入により、さらに減少する傾向が見られた。一方、高 Ni 水質と亜鉛注入の重なる水質条件下では、放射能付着量への効果が低下する傾向が見られた。なお、水質が HWC 環境の付着試験においても同様の傾向が見られた。

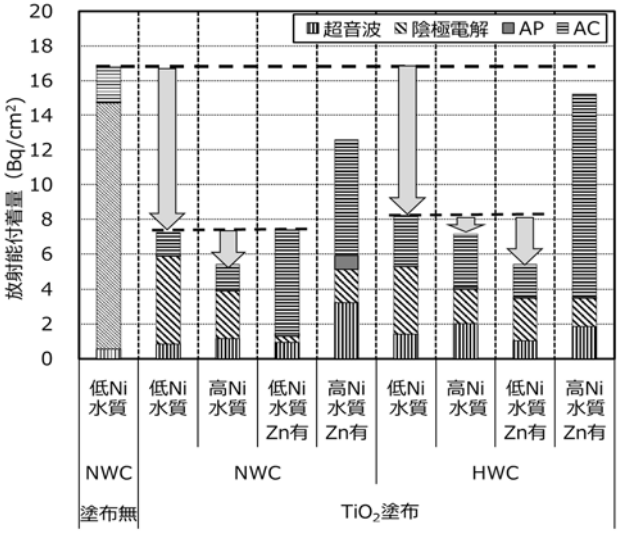


図 1 各試験条件での放射能付着試験結果

AP: Alkaline Permanganate, AC: Ammonium Citrate

4. 結論

酸化チタン塗布時においても従来と同様、高 Ni 水質、亜鉛注入時の放射能付着量減少傾向が見られた。一方で酸化チタン、亜鉛注入、高 Ni 濃度の 3 条件複合時には放射能付着量への効果が低下する傾向が見られた。

なお、本研究は電力共通研究「軽水炉利用高度化に対応した線量率低減技術の開発（フェーズ 2）」の成果の一部である。

*Osamu Shibasaki[1], Takahiro Hara[1], Yusuke Horayama[1], Hiromi Aoi[1] and Hiromitsu Inagaki[2]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2] Chubu Electric Power Co., Inc.

XAFS による海水を含む高レベル放射性廃液中における Ru の化学形態の評価

XAFS Study of Ru in High Level Active Liquid Waste containing sea water

*安倍 弘[1]，佐野 雄一[1]，渡部 雅之[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

海水成分が湿式再処理工程における高レベル放射性廃液中の Ru の化学形態に与える影響を XAFS により評価した。その結果、Ru 種による腐食性の違い、海水成分やγ線による Ru の化学形態の変化を捉えた。

キーワード：腐食、ステンレス鋼、高レベル放射性廃液、Ru、海水、放射線、XAFS

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故においては、使用済燃料プールに海水が投入された。当該使用済燃料を再処理する場合には海水成分が同伴する可能性があり、その影響について事前に評価を行う必要がある。本研究では、高レベル放射性廃液中で高い腐食性を有する Ru に着目し、その化学形態の変化について XAFS による評価を行うとともに、腐食反応と化学形態の関連性に関する考察を試みた。

2. 実験方法

試料は Ru や人工海水を硝酸溶液に添加して調製した。Ru の添加形態は、富士フィルム和光純薬製ニトロシルルテニウム(III)硝酸塩（Ru-1）もしくはフルヤ金属製硝酸ルテニウム(III)溶液（Ru-2）とした。一部の条件については、使用済燃料中の FP の放射能を模擬した ^{60}Co 線源によるγ線照射を実施した。上記溶液に対し、Ru の K 吸収端を対象とした透過法による XAFS 測定を実施した。また、再処理工程機器の材料相当として SUS316L を対象に、XAFS 測定と同様の溶液を用いた電気化学試験等を実施し、Ru の腐食性を評価した。

3. 結果・考察

Ru-1 と Ru-2 の XAFS 測定の結果、Ru-1 は単量体、Ru-2 は 4 量体であると考えられる（図 1）。SUS316L に対する分極曲線が示すように、Ru-2 のカソード電流・腐食電位は Ru-1 に比べて大きく、Ru が 4 量体を成す場合、単量体よりも腐食効果が高いことが明らかとなった（図 2）。4 量体の Ru は 4 価との報告もあり[1]、試薬添加時から価数が変化している可能性がある。Ru-2 を含む硝酸溶液に海水成分やγ線照射が加えられた場合、腐食速度が抑制される試験結果が得られているが[2]、化学形態としては Ru-O が Ru-Cl に置換される、Ru-Ru の結合が分断されるといった変化が生じており、腐食反応と化学形態の関連性が推察される。

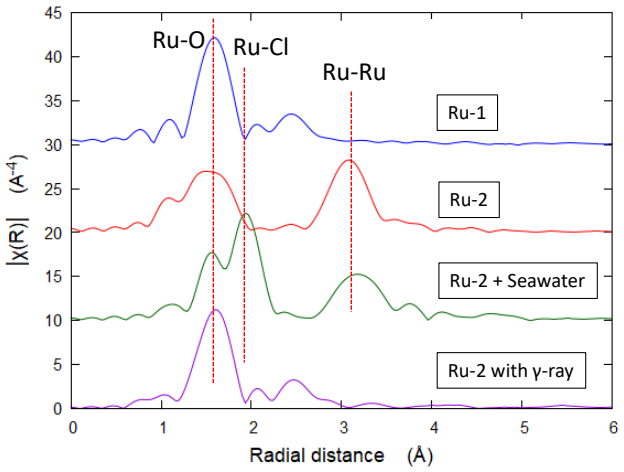


図 1 硝酸溶液中における Ru K 吸収端 XAFS 測定結果

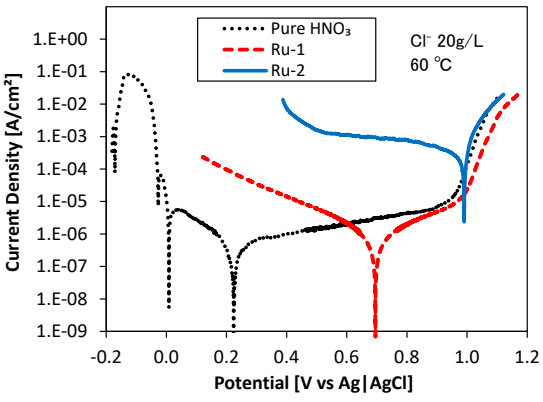


図 2 Ru を含む硝酸溶液における SUS316L の分極曲線

参考文献

[1] J. R. Osman, et al., Inorg. Chem., Vol.37, No.7, p.1665-1668 (1998). [2]安倍 弘，他，日本原子力学会「2016 春の年会」1N12.

*Hiromu Ambai[1], Yuichi Sano[1] and Masayuki Watanabe[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network：Water Chemistry Division

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[2I_PL] General Picture of the Updated Roadmap of Reactor Water Chemistry

Chair:Yutaka Watanabe(Tohoku Univ.)

[2I_PL01] Backgroud, Overview and Relation with Defense in Depth Concept

*Hirotaka Kawamura[1] (1. CRIEPI)

[2I_PL02] Fundamental Study for Nuclear Safety Improvement (Dose Reduction, SCC Mitigation, Fuel Integrity)

*Wataru Sugino[1] (1. JAPC)

[2I_PL03] Enhancement of Fundamental Knowledge Base (in relation with Fission Products Behaviour)

*Junichi Takagi[1] (1. TOSHIBA ESS)

[2I_PL04] Water Chemistry during and after a Severe accident

*Makoto Nagase[1] (1. Hitachi-GE)

2019年秋の大会

水化学部会セッション

水化学ロードマップフォローアップの状況と概要
General Picture of the Updated Roadmap of Reactor Water Chemistry

（1）背景，全体概要及び深層防護との関連付け

(1) Background, Overview and Relation with Defense in Depth Concept

*河村 浩孝[1]，渡邉 豊[2]
[1]一般財団法人 電力中央研究所，[2]国立大学法人 東北大学

1. はじめに

2018 年 7 月に閣議決定された第 5 次エネルギー基本計画において、原子力発電は、安全性の確保を大前提として、長期的なエネルギー需給構造の安定性に寄与する重要なベースロード電源であると位置付けられた。原子力発電の活用のためには、2011 年 3 月に発生した東京電力福島第一原子力発電所の過酷事故（以下 1 F 事故）の反省に立って、原子力発電システムの安全性向上に対する従来の取り組みの問題点を見直し、抜本的な安全性の高度化とその不断の向上を図ることが必要条件となる。また、福島第一ならびに古い原子力発電所の廃炉を安全かつ円滑に進めていくためにも、高いレベルの原子力技術と人材の維持と発展が必要であると指摘されている。このような背景の下、総合資源エネルギー調査会　電力・ガス事業分科会　原子力小委員会の下に設置された「自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ」と日本原子力学会「安全対策高度化技術検討特別専門委員会」との検討結果を基に、我が国の軽水炉の安全性向上を効率的に実現する技術開発及び人材育成の将来に向けた道筋を示すことを目的として、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」が策定された。

水化学部会では、2007 年に水化学ロードマップの第一次版、2009 年に第二次版を策定した。その後 1F 事故を受け、原子力安全の議論が狭義の安全評価に留まっていたことを反省し、水化学の在り方について議論を重ねた。その結果、水化学分野においても、社会・一般公衆・環境に多大な影響を与えることのないよう、自主的安全性向上を基本方針に研究・技術開発及び人材育成を行っていくべきとの共通認識が生まれた。

そこで、水化学部会では、水化学ロードマップ 2009 のフォローアップを行い、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との整合を図りながら、水化学技術の意義を改めて見直し、深層防護に立脚した水化学ロードマップとすることとした。

策定にあたっては、渡邉豊部会長を主査に、大学、電力、メーカ、研究機関から 16 名の委員で構成される水化学ロードマップフォローアップ検討 WG を水化学部会内に設置し、検討を進めている。

本セッションでは、水化学ロードマップ 2020 の概要を紹介するとともに、水化学と密接に関連する分野である核燃料部会、材料部会及び原子力安全部会からの意見聴取を行う。

本稿では、背景、全体概要及び深層防護との関連付けについて紹介する。

2. 水化学の役割

発電用軽水炉プラントでは、炉心から取り出したエネルギーを輸送する媒体（冷却材）、及び中性子の減速材として水が用いられており、様々な温度条件、照射条件、沸騰・流動条件下で、構造材料や燃料被覆管などの金属材料と接しながら循環している。これら金属材料と水の界面では、燃料被覆管の腐食・水素化、クラッド付着による燃料性能低下、構造材料の腐食や応力腐食割れ、構造材料へのクラッド付着による線源強度増大など安全性や信頼性に係る多様な事象が生じ、これらは水を介して相互に関連している（図 1）[1]。したがって、原子力安全の確保とともに作業者安全の確保のためには、水化学管理の側面から、下記の継続的な達成が求められる。

①腐食抑制による構造材料・燃料被覆管の健全性維持
②線源強度低減による作業従事者の被ばく低減

これら課題の調和的解決に貢献し、発電用軽水炉プラントの安全性確保と公益性向上の同時達成に寄与することが水化学の使命である。また、設備／技術への貢献に加え、環境への影響抑制も水化学の重要な課題のひとつである。

水化学は運用技術であるため、プラントの構成、材料、運用の差異に応じて、合理的な対応策の提供が可能である。一方、水化学に係わる事象は冷却材を介して通底しているため、ある課題の改善のための水化学技術が、別の課題に対しては逆に作用するなどトレードオフの関係となる場合もある。トレードオフの解消には、各事象のメカニズム把握に加え、プラントシステムを包括的に捉えた上で、最適な制御を目指す必要がある。このように、多様な課題に対し調和的解決を図ることで、プラントの安全性と信頼性、作業従事者の安全確保が高度なレベルで達成可能となる。

また、水化学は、単に冷却材の水質維持のみを対象とするのではなく、燃料･構造材料との相互作用やその制御に用いる添加薬品、その結果生成する腐食生成物の挙動などを対象としており、これらに化学的基盤を与える分野全般を包括している。さらに、従来のスコープに加え、苛酷事故への対応においても水化学が重要な役割を担う。すなわち、事故の拡大抑制、事故収束までの比較的短期間の課題、事故炉廃炉工程での長期間に亘る課題などへの対応に加え、事故時に発生する放射性核分裂生成物への対応が特に重要となる。

最適な水化学管理を将来に亘り実践していくためには、常に水化学関連技術を発展させていく必要がある。研究開発にあたっては、目標の明確化、既存技術の透明化を図ることで、大学･研究機関における水化学研究の活性化と効率化を図り、水化学の高度化のために新たなブレークスルーを生み出す努力が重要である。このような取り組みの成果は、国内の発電用軽水炉に留まらず、プラント運用技術（ソフトウェア）として、海外、特に、拡大が著しいアジア地域の原子力発電の安全性・信頼性の向上に資するものと考えられ、我が国の原子力産業の国際展開への寄与も期待される。

このように水化学分野は、将来に向け大きな可能性を有しているにもかかわらず、近年、技術者、研究者の高齢化が進んでおり、人材育成と技術の標準化が求められている。

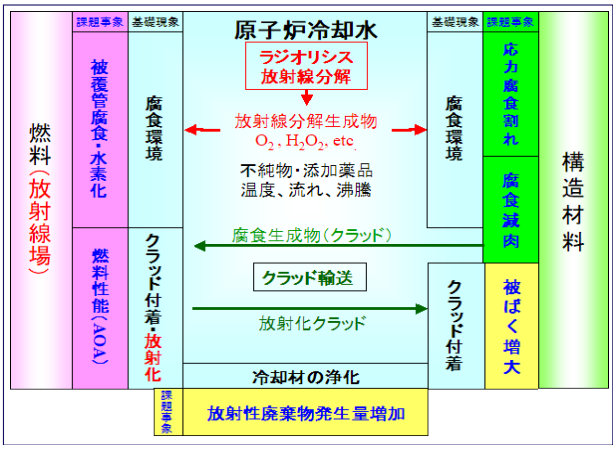


図１　構造材料、燃料と水化学の境界領域における諸課題 [1)]

3. 水化学ロードマップ 2020 策定の目的

これまで水化学は、設備・機器の腐食抑制、被ばく線量低減、放射性廃棄物低減を通じて、プラントの安全性、信頼性、経済性向上に貢献してきた。水化学の基本的な役割は今後も変わらないが、エネルギー安定供給と地球環境保護の観点から、発電用軽水炉プラントの高経年化対応、燃料高度化、軽水炉高度利用の推進、そして原子力エネルギー利用の大前提となる不断の安全性向上を支援していく必要がある。水化学ロードマップは、このような取り組みにおいて新たに生じうる課題を予見すると共に、その事象を的確に把握し、効果的に対応するための研究の道筋について、その基盤と成果の活用を含め時間軸上に示したものである。

高経年化対応、燃料高度化、軽水炉高度利用の調和的実現に貢献していくためには、従来に増して、水化学分野における産官学及び学協会の適切な役割分担と、燃料や構造材料など関連分野を含めた協力連携が不可欠である。また、深層防護を構成するシナリオや技術要素は多岐に亘ることから、関係者間の認識の共有が必須である。水化学ロードマップはそのためのコミュニケーションツールとして作成される。

4. 水化学ロードマップ 2020 の概要

水化学ロードマップ 2020 では、第二次ロードマップで示された産官学の役割分担の考え方を引き継ぎ、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」との整合や水化学の特徴を考慮し、下記の原子力基本法の精神に則り、取り纏めた。

① 原子力の研究開発、利用の促進（エネルギー資源の確保、学術の進歩、産業の振興）をもって人類社会の福祉と国民生活の水準向上とに寄与する。
② 平和の目的に限り、安全の確保を旨として、民主的な運営の下に、自主的にこれを行うものとし、その成果を公開し、進んで国際協力に資するものとする。

水化学ロードマップ 2020 では、水化学技術を安全基盤研究、基盤整備及び事故時対応の水化学の 3 つに整理した（図 2）。また、①構造材料の高信頼化は、HWC 効果の判断基準明確化、廃炉材を用いた従来水化学の妥当性検証、海水リーク等の影響、スケール付着抑制技術の適用効果、②核燃料被覆管の健全性維持は、事故耐性燃料（ATF）等の腐食対策、③被ばく線源低減は、通常運転時に加え既設炉の廃止措置等保管時の水化学、④環境負荷低減は、国の規制動向に鑑みヒドラジン代替剤、水質汚濁、⑤共通基盤技術は、放射性核分裂生成物挙動の解明、⑥事故時対応の水化学は、事故炉の廃炉推進対応の水化学など、新たな課題を抽出した。



図 2.　水化学の諸課題とそれらの相互関係

5. 深層防護との関連付け

1F 事故の教訓を踏まえて、深層防護の考え方は、従来の 3 層（異常発生防止、異常拡大防止、事故影響緩和）から過酷事故を含めた 5 層に拡大して再構築することが求められている。IAEA の考え方に基づけば、深層防護は下記の 5 段階に分類される。

レベル 1：異常運転や故障の防止
レベル 2：異常運転の制御及び故障の検知
レベル 3：設計基準内への事故の制御
レベル 4：事故の進展防止及び影響緩和を含む過酷なプラント状態の制御
レベル 5：放射性物質の大規模放出による環境影響の緩和

水化学ロードマップの従来のスコープは、レベル 1 に該当するものが中心であった。しかしながら、核分裂生成物の挙動や汚染水処理など、過酷事故（SA）のレベルにおいても水化学が果たす役割は大きい。したがって、今回の水化学ロードマップ 2020 では、レベル 1 や 2 に対する水化学の寄与について考察を深めながら、レベル 4 以上における水化学技術についても新たに章を設けて明記した（表 1）。

表１　深層防護の観点から水化学に求められる防止対策

深層防護	レベル1	レベル2	レベル3		レベル4		レベル5
日本原子力学会における定義	異常・故障の発生防止	異常・故障の事故への拡大防止	事故の影響緩和		設計基準を超す自己への施設内対策		防災（核燃料RMでは地震時）
			Non LOCA	LOCA	SA前	SA後	1Fの廃止措置
	異常や故障等のトラブル発生防止のため，実証された技術に基づいて十分裕度のある設計を行うこと	トラブル発生時に直ちに検知，対応すること	事故に備え，その影響を緩和すること 設計基準事象に基づいて準備すること		シビアアクシデントを防止するための対策		－
水化学の安全目標	異常・事故の未然防止	異常・事故の早期検知	炉心損傷防止 溶解前のペレットのFP放出挙動の把握	冷却性能維持 FP放出抑制 溶解後のペレットのFP放出挙動の把握	公衆被ばく低減 事故後のFP挙動把握 炉心損傷防止	冷却性能維持 ペレット，燃料デブリからのFP放出抑制	－
水化学に求められる防止対策	構造材料の経年劣化の抑制と管理を目的とし，実証された技術や知見に基づいて十分な裕度を考慮した水化学管理，品質管理等に基づいた保守管理を行うこと	機器・配管等の腐食に起因した冷却材の漏えい等の機能喪失が起きた場合，直ちに検知し，冷却材の漏えいによる環境放出等の拡大を防ぐことを目的とした対策を講じること	環境への放射線放出を抑制し，環境への影響を緩和すること		設計基準を超すような事故状態に備え，SAを防止するための対策およびSAに至った後の影響を緩和するための対策を講じること		水化学の寄与は小さい

6. 水化学ロードマップ 2020 の成果の活用

水化学ロードマップに基づいて得られる研究成果は、以下の活用を前提とする。

① 既存発電用軽水炉プラントの高経年化対応、燃料高度化、高度利用、及びこれらを支える作業環境改善（被ばく線量低減）、自然環境への負荷軽減（放射性廃棄物の発生抑制）など水化学固有課題の調和的解決に資する。

② SA を含めた 5 層構造に拡大された深層防護の再構築、ならびに安全性向上の PDCA サイクル推進に資する。

③ プラントの安全に係わる成果は、アウトプットの一つとして規格･基準類の整備に反映していく。また、これら水化学関連の規格・基準類の整備に際しては、プラントの維持管理（評価、検査、補修）や、新検査制度（評価指標、予防保全）に係わる規格基準類との連携を念頭に置く。

④ 革新的な技術成果については、我が国原子力産業の国際展開に繋げると共に、開発中の次世代型軽水炉の設計に反映する。

⑤ 上記について、国際協力の観点から、原子力発電を推進する国々と情報交換し、水化学研究の効率的な推進と活用を図る。特に、大幅な増大が見込まれるアジア地域の原子力発電の安全と定着を支援するために活用する。

参考文献

1)“日本原子力学会　水化学ロードマップ 2009”、（一社）日本原子力学会　水化学部会、　ダウンロード文書 http://www.aesj.or.jp/~wchem/RM2009.pdf.

*Hirotaka Kawamura[1], Yutaka Watanabe[2]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Tohoku University

2019年秋の大会

水化学部会セッション

水化学ロードマップフォローアップの状況と概要
General Picture of the Updated Roadmap of Reactor Water Chemistry

(2) 安全基盤研究（被ばく低減、SCC 抑制、燃料性能維持）

(2)Fundamental Study for Nuclear Safety Improvement (Dose Reduction, SCC Mitigation, Fuel Integrity)

*杉野 亘[1]
[1]日本原子力発電（株）

1. はじめに

本稿では，水化学ロードマップ 2020 のうち，「安全基盤研究」に分類される構造材料の高信頼性化，燃料の高信頼化および被ばく線源低減，並びに環境負荷軽減について紹介する。

2. 構造材料の高信頼性化

2.1 応力腐食割れ（SCC）の抑制

SCC 環境緩和はプラントの安全性確保・公益性向上に大きく貢献できるポテンシャルを有しているが、その有効性が広く認知されるに至っておらず、プラント維持管理（点検･補修・取替）とのリンクも不十分である。（一社）日本機械学会が制定した「発電用原子力設備規格　維持規格」には、環境緩和の効果を取り入れた SCC 進展線図が示されているが、実プラントではこれに基づく維持管理の合理化には至っておらず、早期にその実現を図ることが必要である。特に、予防保全としての SCC 環境緩和の効果を考慮した設備の点検・補修・取替の方法を、関連分野との協力の下、ガイドラインとして整備する必要がある。また、今後、新検査制度における保全活動、あるいは、評価指標としての活用の観点からも、SCC 環境緩和の検討を深めていく必要がある。そのため、以下に示す技術の開発や高度化、ならびに、検証と標準化に取り組む。

- SCC 環境計測手法・評価手法の高度化・検証・標準化
- SCC 環境緩和技術の開発・高度化
- SCC 発生進展に及ぼす環境因子の影響に関するデータ整備・高精度化
- データや評価技術の検証、規制基準の整備
- SCC メカニズム解明

2.2 配管減肉環境緩和

配管減肉管理は、（一社）日本機械学会が制定した「発電用原子力設備規格　加圧水型／沸騰水型原子力発電所　配管減肉管理に関する技術規格」に基づいて実施されており、この技術規格により体系化して整理されたため、それ以前の管理と比べて、飛躍的に安全性が向上した。但し、現在の減肉管理は、十分に裕度を持って設定された減肉速度や肉厚測定結果に基づき算出した減肉速度の実績に基づいて設定されているため、新たな環境緩和技術を適用して減肉が抑制されても、肉厚測定結果が蓄積しないと減肉管理に反映できない体系となっている。今後、安全性の更なる追求と合理性の調和を達成するために、以下の技術開発をすすめていく。

- 配管減肉防止技術・環境緩和技術の開発・標準化
- 配管減肉予測評価手法の構築・標準化
- 規格・基準の整備

2.3 PWR 蒸気発生器長期信頼性確保

国内 PWR では、蒸気発生器（SG）伝熱管材料として、より耐食性の高い TT600、TT690 合金を採用した新型 SG に取り替えるとともに、種々の水質改善対策が適用された結果、SG 二次側の信頼性にかかわる腐食

損傷は顕在化していない。しかし耐食性の高い TT600、TT690 合金においても、不純物の持ち込みにより構造上の隙間（クレビス）内部の環境が酸あるいはアルカリ側に大きく偏った環境下で酸化剤の作用により腐食電位が上昇した場合は、粒界割れ（IGA）発生感受性を有している。また、2 次系系統で材料の FAC 等の腐食によって発生した鉄が SG へ持ち込まれ、構造物に付着して、伝熱抵抗、流動抵抗となり機器の性能劣化現象が顕在化するとともに、クレビス部にスケールが蓄積することで損傷発生リスクが増大している。そこで、SG の長期信頼性およびプラント安定運転を確保していくため、以下に示す技術の高度化あるいは新技術の開発に継続的に取り組んでいく。

- メカニズムの解明（SG 伝熱管腐食、スケール付着）
- SG クレビスの環境評価、酸性環境緩和、濃縮環境緩和に関する技術開発
- SG への鉄持込み抑制、スケール付着影響緩和・抑制評価、除去・改質に関する技術開発
- 新技術の開発、適用性評価、導入（代替ヒドラジン、スケール分散剤）

2.4　状態基準保全の支援

SCC や流れ加速型腐食（FAC）等の経年劣化事象について、材料・応力・環境面から多面的に計測・評価可能なモニタリング技術を開発・適用することで、長期にわたる経年劣化の予測評価精度の向上や状態基準保全の充実が期待される。経年劣化予測や状態基準保全は、設備の信頼性向上による事故発生リスクの低減、冷却材の異常兆候の早期検出によるプラント運転管理への判断材料の提供につながるため、事故発生防止および拡大防止に貢献することができる。そこで、状態基準保全への支援として、以下の課題に取り組む。

- 環境モニタリング技術の高度化
- 実機材劣化評価手法
- 状態基準保全手法

3. 燃料の高信頼性化

3.1　被覆管・部材の腐食/水素吸収対策

1F 事故を契機に、核燃料分野において、FP 放出低減/温度上昇抑制ペレットの開発と通常時材料劣化低減被覆管の開発が加速されるとともに、事故時高温酸化劣化抑制部材や事故耐性燃料の開発が求められるようになった。改良型燃料の導入に際しては、被覆管や部材の材質変更に及ぼす水化学の影響を事前に評価しておく必要がある。また、新たな水化学技術の導入に際しても、現行燃料の被覆管や部材の腐食対策及び水素吸収特性に及ぼす水化学の影響の有無を事前に評価しておく必要がある。しかし、ジルコニウム合金のブレーカウェイ現象の原因や水素吸収機構について、影響因子の定量的影響や重畳効果は判っておらず、理解の統一に至っていない。そこで、以下の課題に取り組んでいく。

- 被覆管・部材の腐食/水素吸収メカニズムの解明
- 被覆管・部材の腐食/水素吸収対策技術の開発
- データや評価技術の検証
- 被覆管・部材の健全性評価に係る規格基準の策定

3.2　燃料性能維持（CIPS 対策）

クラッド誘起型出力シフト(CIPS)は、クラッドが燃料の軸方向に不均一に付着し、ほう素の不均一析出により、炉心の軸方向の線出力分布(偏差)に異常を生じる事象であり、事象の進行によって、炉心の安全性や燃料の健全性に問題を生じる可能性がある。CIPS の発生は、クラッド付着・剥離と密接に関連しているが、クラッド付着・剥離のメカニズムが水化学因子や熱水力因子が複雑に関与すること、さらに、炉水中のほう素取り込み機構の影響も受けることから、全体のメカニズムは明確になっていない。そこで、以下の課題に取り組んでいく。

- CIPS 発生メカニズムの解明
- CIPS 対策技術の開発

・ データや評価技術の検証
・ CIPS に係る規格基準の策定

4. 被ばく線源低減

我が国の原子力発電プラント 1 基当たりの年間平均線量（以下,「平均線量」という）は 90 年代後半以降、諸外国と比較して高く推移しており、この原因は 1 サイクルあたりの運転期間の違いによる年間作業量の違いによるとの指摘があった。しかしながら、米国やスウェーデンでは近年も着実に減少傾向にあることから、単純に年間作業量の違いのみとは言い切れず、我が国の被ばくの現状を詳細に分析し、更に被ばく低減を進める必要がある。

また我が国の原子力発電プラントでは震災後に長期停止を余儀なくされているが、長期停止による線源核種の減衰と作業量の減少に伴い、平均線量は震災以前より大幅に低減しているが [1]、再稼働後の平均線量がどのように推移するか注目されるところである。再稼働後も現状の線量を維持するためには、既存技術の着実な適用のみならず、新規の水化学技術の開発・適用が望まれる。

そこで、以下の課題について、技術開発とメカニズム解明を並行して進めていく。

・ 既存線源低減技術高度化（高 Li 運用、濃縮 B-10 運用、除染法、亜鉛注入など）
・ 革新的線源低減技術開発（被ばく線源生成メカニズム解明に基づく革新的技術の開発）

5. 環境負荷軽減

原子力発電プラントでは、材料・燃料の信頼性・健全性の維持確保や業務従事者の被ばく低減などを目的とした水化学制御を運用していくなかで、副次的に放射性廃棄物（使用済イオン交換樹脂、フィルタなど）や制御用薬品を含む排水などが発生してくる。今後、長期サイクル運用や出力向上運転などプラント高度化と新たな水化学制御の適用に鑑み、水化学技術改善と両立させた廃棄物／排水処理の最適運用を目指し、環境負荷の少ない発電プラントとして環境への影響を低減することが重要である。そこで、以下の課題について、改善策を立案し、実機適用実績を踏まえた PDCA サイクルを確立する。

・ 浄化脱塩塔、フィルタの運用最適化（高交換容量、耐酸化性イオン交換樹脂の開発等）
・ 環境への放出低減（ヒドラジンの使用量低減・代替材適用、2 次側化学洗浄廃液の処理）

参考文献

1) A.SUZUKI, “The Radiation Management Reported by Licensees and the Relevant Regulations Amendment in Japan”, 2018 ISOE international Symposium, October, 2018, ダウンロード文書, http://www.isoe-network.net/publications/pub-proceedings/symposia/international-symposia/kyoto-japan-october-2018/slides-38/4075-suzuki2018-ppt/file.html

---

*Wataru Sugino[1]

[1]The Japan Atomic Power Company

2019年秋の大会

水化学部会セッション

水化学ロードマップフォローアップの状況と概要
General Picture of the Updated Roadmap of Reactor Water Chemistry

（3）共通基盤技術（FP 挙動関連）

(3) Enhancement of Fundamental Knowledge Base (in relation with Fission Products Behaviour)

*高木 純一[1]，内田 俊介[2]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]日本原子力研究開発機構

1. はじめに

水化学ロードマップ 2020 のとりまとめに当たっては、福島第一原子力発電所（1F）事故の教訓から、これまで記載の無かった核分裂生成物（FP）挙動についての記載が必須との合意が水化学ロードマップフォローアップ検討 WG 内で得られた。FP の生成、蓄積、事故時を中心とした燃料からの放出、移行挙動に関する基礎事象を体系化し、これまで体系的な研究がなされてきた放射性ヨウ素に加えて、比較的データの少ない放射性セシウム、ストロンチウムなどの挙動に関するデータを整備することが強く望まれている。

水化学ロードマップ 2009 では、「水化学共通基盤技術」として、燃料・構造材の腐食あるいは付着物析出に起因する諸事象の本質を理解し、燃料・構造材の健全性を確保し、同時に、線量率の低減・廃棄物発生量の抑制を図るための水と燃料･構造材の相互作用の基礎メカニズムの解明と、プラント全体の腐食環境の把握に不可欠な「水化学、腐食に関わる共通基盤技術」を取り上げてきた。今回、水化学ロードマップ 2020 では、これに加えて、「核分裂生成物挙動に関する共通基盤技術」を取り上げることとした。

今回の水化学ロードマップのローリングの主眼は、1F 事故を受けて、深層防護レベルに対応した水化学の研究開発の位置づけを明確にしてロードマップを見直すことにあり、先にすべての項目について深層防護レベルとの対応を述べたが、「水化学共通基盤技術」についても深層防護の各レベルとの対応を明確にした。

2. 核分裂生成物挙動に関する共通基盤技術

安全基盤研究（被ばく低減、SCC 抑制、燃料性能維持）と本基盤技術との関連は比較的希薄であるが、深層防護レベル 4 までの評価を行う上では、FP 挙動との関わりが生ずる。また、事故時対応の水化学は FP 挙動と深く関わる。すなわち、汚染水の処理処分、建物の汚染とその除染あるいは環境汚染の修復についても、線源である FP 挙動とは密接に関わる。このため、FP 挙動の共通事象を理解して対応するための基盤技術として、水化学ロードマップ 2009 に記載された「水化学、腐食に係わる共通基盤技術」に加えて、「核分裂生成物挙動に関する共通基盤技術」をまとめておくことが重要である。

2.1 核分裂生成物の種類と主な特性

ウランあるいはプルトニウムは、核分裂の結果、2個余の中性子を放出し、2つのFPを生じる。実際には、トリチウムを含む3体に分裂するケースもある。FPは質量数の等しいものに分裂するよりも、質量数の異なる2つのグループの原子核に分かれる。例えば、^{131}I、^{137}Csなどに代表される質量数130付近の比較的重い元素と^{99}Mo、^{90}Sr、^{95}Zrなどに代表される質量数90付近の比較的軽い元素の2つのグループが主なものである。

表 1 に、短期・中期・長期的な観点で重要となる主な FP を示す。これらの FP は、燃料中においては以下に示すような物理化学状態で存在しており、事故時における燃料からの放出挙動や化学形態に影響を与える。

ウランまたはプルトニウム酸化物に固溶：全 FP のほぼ半数、Sr, Y, Zr, La, Ce, Nd 等

酸化物析出相を形成：ウランまたはプルトニウム酸化物への固溶限度あり、Ba, Nb 等

金属析出相を形成：Tc, Ru, Rh, Pd, Mo の一部

揮発性 FP : 存在状態が完全には解明されておらず、状態に応じて、酸化物へ固溶、低温領域で凝縮相形成、CsI, Cs_2MoO_4, Cs_2Te, Br, Rb, Te, I, Cs 等

FP ガス：低固溶率で酸化物相に固溶、粒内または粒界にバブルとして析出、Kr 及び Xe

表 1　短期・中期・長期的な観点で重要となる主な核分裂生成物

短期		中期				長期			
FP	半減期	FP	半減期	FP	半減期	FP	半減期	FP	半減期
^{88}Kr	2.8 h	^{95}Zr	64 d	^{140}Ba	12.8 d	^{3}H	12.3 y	^{134}Cs	2.1 y
^{91}Sr	9.5 h	^{99}Mo	2.8 d	^{141}Ce	32 d	^{85}Kr	10.7 y	^{137}Cs	30.1 y
^{97}Zr	17 h	^{105}Ru	39 d			^{90}Sr	28.6 y	^{144}Ce	284 d
^{105}Ru	4.4 h	^{127}Sb	3.8 d			^{106}Ru	1.0 y	^{154}Eu	8.6 y
^{133}I	20.8 h	^{131}I	8.0 d			^{110m}Ag	0.7 y		
^{135}Xe	6.6 h	^{131}Xe	5.2 d			^{125}Sb	2.8 y		
^{143}Ce	1.4 d	^{132}Te	3.2 d			^{129}I	1.57x10^{7}y		

2.2　開発項目と現状分析

①　事故時の FP 挙動の解明

シビアアクシデント（SA）時の FP 挙動の基礎の解明が重要である。実際の燃料体からの FP の放出とその移行については Phébus FP プロジェクト実験が知られているが、1F 事故時に問題となったセシウムについては必ずしもデータが多くない。過去の知見との技術的なギャップを埋める新たな研究開発が必要とされる。

②　1F 事故時の FP 挙動の実態解明

1F 事故時の FP 挙動を Phébus FP プロジェクト実験と対比させてきたが、現状では、まだ 1F 事故時の FP 挙動を十分に把握できていない。今後、継続的に実機のデータ収集と分析を続け、既存データおよび知見で理解できるものと新たなデータベースが必要なものとに弁別し、実態解明を進める必要がある。

③　事故時 FP 挙動解析コードの整備と標準化

既存の SA 解析コードを Phébus FP プロジェクト実験データに基づくベンチマーク評価に用い、今後の SA 解析の高度化に資する。また、1F 事故と Phébus FP プロジェクト実験データの技術的なギャップを、SA 解析コードを活用して解決する。

④アクシデントマネージメントへの対応

原子力発電所に関する新規制基準の制定に伴い、発電プラントにおいては深層防護の考え方に則り、従来のレベル3を超えたレベル4対応を、アクシデントマネージメントとして明確化していくことが必要となる。また、その前提として、レベル4事象発生時のFP挙動に対する基礎的な知識を広く共有することが重要である。

2.3　研究方針および研究開発推進体制

1990 年代後半までは、チェルノブイリ原子力発電所事故を受けて SA に関する研究が活発で、ヨウ素を中心とする FP 挙動関連の研究が積極的に進められた。しかし、2000 年代に入ると、急激に関心が薄れ、FP を研究対象とする研究者、技術者が減少した。今後、FP 関連の技術を再整理し、次世代へ的確に技術伝承して行くことが不可欠である。このため、2017 年 6 月、日本原子力学会に「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会が設置され、現状の分析、関連データの収集、技術課題の発掘が進められており、共通基盤技術の整備と同時に人と情報の整備への寄与が期待されている。

3. まとめ

水化学ロードマップ 2020 では、1F 事故を契機に FP 挙動に関する共通基盤技術の整備を行う。そのため、日本原子力学会に「SA 時の FP 挙動」研究専門委員会を設置し、技術継承を図りつつ活動を継続していく。

参考文献

1)　日本原子力学会水化学部会「核分裂生成物挙動」研究専門委員会準備会、「Phebus FP プロジェクトにおける核分裂生成物挙動のまとめ - 福島プラント廃炉計画およびシビアアクシデンと解析への適用」、水化学部会報告 #2017-0001 (2017).

*Junichi Takagi[1], Shunsuke Uchida[2]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]Japan Atomic Energy Agency

2019年秋の大会

水化学部会セッション

水化学ロードマップフォローアップの状況と概要
General Picture of the Updated Roadmap of Reactor Water Chemistry

（4）事故時対応の水化学

(4) Water Chemistry During and After a Severe Accident

*長瀬 誠[1]
[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー（株）

1. はじめに

事故時対応の水化学では、以前の水化学ロードマップで取り扱っていた水化学とは異なり、事故時に燃料体から放出された放射性核分裂生成物（FP）への対応が主となる。事故時対応の水化学の基礎基盤となる FP 挙動については、(3)共通基盤技術（FP 挙動関連）に記載された通りである。ロードマップ 2020 で新たに追加された事故時対応の水化学の章では、事故時対応の水化学の主要課題の変遷と、事故時に水化学が関与する事象とその対策、および事故炉の廃炉を推進する上で必要な水化学について記載している。

2. ロードマップの概要

2.1 事故時対応の水化学主要課題の変遷

商用原子炉の運転開始初期に見られた燃料損傷の問題は、燃料の改良が進み、1980 年代以降燃料破損に伴う FP の環境への放出などの課題は縮小した。一方、1979 年の スリーマイルアイランドや 1986 年のチェルノブイリの事故により従来の仮想事故を想定した対応だけでは不十分で、深層防護のレベル 4 に対応するシビアアクシデント（SA）への対応が要求されるようになり、FP の放出移行挙動や事故時の水素の爆燃・爆轟の研究などが精力的に行われた。また、SA 対策としてのイグナイターやフィルターベントの設置が普及したが、2005 年には Phébus FP プロジェクト研究も終了して研究開発は大幅に縮小した。2011 年の福島第一原子力発電所（1F）の事故を受けて、ソースターム評価の重要性と FP 挙動に係わる研究の重要性が再認識されたが、人材の散逸などによる技術の空洞化の課題が指摘されている。

2.2 事故時に水化学が関与する事象とその対策

起因事象の発生から事故が収束して安定冷却が達成されるまでの期間を事故時と定義し、この間に原子力安全に関して水化学が関与する事象としては、格納容器の健全性を脅かすジルコニウムー水反応などによって発生する水素の爆発と、燃料体から放出された FP の環境への放出量を物理的・化学的方策により抑制することである。すなわち、以下の 2 つの対策が挙げられる。

- 水素の蓄積防止（PAR などによる水素の再結合）
- 放射性ヨウ素の水中への保持（冷却水の pH 制御）

これらの対策設備は、既に世界の他のプラント等で導入実績のあるもので、現在の事故シナリオとリスク評価の観点から直ちに新たな研究開発が必要となる事項はないが、新たな知見などが得られた場合には見直しが必要になると考えられる。

2.3 事故炉の廃炉推進対応の水化学

1F 事故炉の廃炉推進に向けて取り組むべき水化学の課題としては、以下の 4 つの項目を抽出した。

- 汚染水処理対策と二次廃棄物処理（汚染水からの放射能除去メディアの開発、モデル化）
- 燃料デブリ取り出し時水処理対策（燃料デブリ取り出し時の水質環境評価と水処理システムの構築）
- 水素発生量評価（αおよびβγラジオリシスによる水素発生挙動の評価と不純物の影響）
- 材料健全性評価（海水注入時の構造材料健全性評価と長期的な構造材料健全性評価）

抽出した課題は、1F の廃炉作業を進めていく上で重要であり、今後の研究開発の推進が望まれる。

*Makoto Nagase[1]
[1] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

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

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[2I10-14] Accident Chemistry, Cesium Chemistry

Chair:Yumi Yaita(TOSHIBA ESS)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2I10] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

(1)Primary procedures for evaluation of short and long-term radioactive nuclide behavior

*Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Karasawa[1], Chiaki Kino[1], Masanori Naitoh[1], Masahiko Ohsaka[2] (1. IAE, 2. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2I11] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

(2)Major subjects for evaluation of short and long-term radioactive nuclides behavior after severe accident

*Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Chiaki Kino[1], macaroni Nato[1], Masahiko Ohsaka[2] (1. IAE, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2I12] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

(3)Phenomenologically estimation of dose rate in a building based on an accident scenario investigation (Unit-1)

*Chiaki Kino[1], Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Masahiko Ohsaka[2] (1. IAE, 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2I13] Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

(13)Chemical analysis of samples collected from the operating floor of the reactor building of Unit 2

*Kazuki Morishita[1,2], Takashi Onishi[1,2], Koji Maeada[1,2], Masato Mizokami[3], Kenichi Ito[3], Shinya Mizokami[3] (1. IRID, 2. JAEA, 3. TEPCO HD)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2I14] Study on dissolution behavior of Cs chemisorbed compound onto stainless steel into water

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

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価

1. 放射性核種の短/長期挙動評価手法

Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

1. Primary procedures for evaluation of short and long-term radioactive nuclide behavior

*内田 俊介[1]，唐澤 英年[1]、木野 千晶[1]、内藤 正則[1]、逢坂 正彦[2]
[1]エネ総研、[2]原子力機構

シビアアクシデント後の FP の短/長期挙動を一貫して評価可能なコードを作成し、事故後数 10 年の長期におよぶ廃炉作業時の FP を中心とする放射性核種分布を評価して、これに基づく従事者の被ばくリスク及び放射性核種の放出リスク評価手法を提案する。
キーワード：福島第一原子力発電所、核分裂生成物、廃炉作業、被ばく、環境放出

１．緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉作業を確実、安全に遂行するためには、燃料デブリ（デブリ）の存在箇所を同定し、これらを安全かつ確実に取り出して、最終的に安全に保管することで終結する。約 40 年にわたるデブリ取り出し作業では、環境への放射性物質の飛散を最小限に抑え、同時に従事する作業者の放射線被ばくを最小に抑制することが必須である。廃炉作業を進めてゆくうえで障害となるのが、セシウムをはじめとする放射性の核分裂生成物（FP）である。事故後の FP 分布を可能な限り正確に把握、その対応に万全を尽くすことで、放射性物質の飛散、被ばく抑制に資することを目指す。

２．短期 FP 挙動評価

事故後数日の FP 挙動は、シビアクシデント（SA）解析コードによる熱流動解析との連成した評価が必須である。原子炉容器（RPV）、格納容器（PCV）、原子炉建屋（R/B）を中心に、セシウムを主とした FP の挙動を評価し、主要部位への蓄積、冷却水への混入、環境への放出などを定量化する。

３．長期 FP 挙動評価

数ヶ月から数 10 年にも及ぶ長期的な挙動は、上記短期 FP 挙動評価の結果に立脚し、FP の壁面からの脱離、再付着、水相への移行など、室温付近での物理化学的挙動評価に特化した長期 FP 挙動解析コードで解析する（図１）。

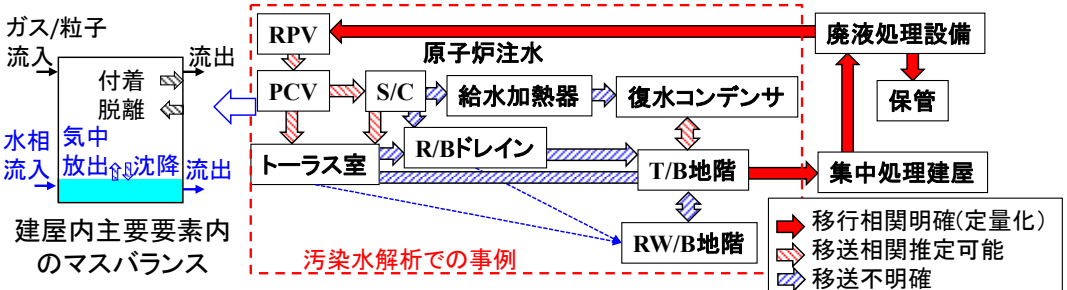


図1 長期FP評価のための要素間マスバランス解析概念図

これまでの解析事例としては、SAMPSON コードを用いた短期 FP 挙動解析に、中期 FP 挙動解析として S/C 内での FP の壁面からの水滴による脱離と水中への移行および PCV 内壁からの同様の現象を解析した例が挙げられる[1)]。また、長期 FP 挙動解析として、汚染水の Cs 放射能濃度評価にも適用済みである[2)]。

４．まとめ

1F 廃炉作業時の FP 分布評価のための短/長期 FP 挙動評価手法を提案した。本手法に基づいて、SA 解析コードの成果を用いて、プラント主要部での FP 分布の経時変化を求めることができる。また、次ステップとして、廃炉作業のリスク評価に適用して、従事者の被ばく、環境への放射性物質と汚染水発生のリスク抑制を鼎立可能な廃炉作業の提言に資する

［参考文献］(1) 内田ほか、CAMS データによる FP 挙動解析結果の妥当性検証，原子力学会 2018 年春の年会 1B19
(2) S. Uchida, et al., Nucl. Technol., 188(3), 252-265 (2014).

*Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Karasawa[1], Chiaki Kino[1], Masanori Naitoh[1] and Masahiko Ohsaka[2]
[1]Institute of Applied Energy, [2]Japan Atomic Energy Agency.

福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価
（2）短/長期放射性核種挙評価における課題

Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides
Distributed in Fukushima Daiichi NPP
(2) Major subjects for evaluation of short and long-term radioactive nuclide behavior after severe accident

*唐澤 英年[1]，内田 俊介[1]，木野 千晶[1]，内藤 正則[1]，逢坂 正彦[2]
[1]エネ総研，[2]JAEA

SA 解析コードで評価した原子炉内の FP 分布から、燃料デブリ取出し時の被ばくリスクに影響する核種を選定し、その存在量と放射能を評価した。本発表では、長期放射性核種挙動評価で考慮すべき課題を摘出した。

キーワード：FP 分布，被ばくリスク，放射性核種，デブリ取出し

1. 緒言

SA 解析コードで評価できる FP 分布は事故直後のものなので、燃料取出し時までには、沈着した FP の沈着量や沈着状態の変化や冷却水への溶解などが考えられる。このため、RPV, PCV, 配管を含む R/B などの主要部での FP 挙動を長期で評価できる FP マスバランス解析コードを開発している。今回は現在得られる情報を基に燃料デブリに含まれる主な放射性核種量を概略評価し、長期の挙動評価に必要な課題を摘出した。

2. 主要な放射性核種とその挙動

揮発性 FP の Cs は燃料溶融時に全量放出されるが、溶融燃料が落下する下部プレナムやペデスタルに沈着する[1]。この沈着 Cs は溶融燃料が落下して燃料デブリを形成する際に燃料デブリに取込まれると考えられる。また、燃料デブリには中揮発性(Sr, Sb, Ba, Ru 等)や低揮発性(Eu, Sm, Pm 等)の FP が残存している。炉内に存在する放射性核種の初期インベントリー[2]から上記の Cs 取込みと FP 放出を考慮した燃料デブリ内の放射能を、表 1 に示す。ここで、Sb は Zr 中の不純物である。外部被ばくや内部被ばくの線量は、放射能に実効線量率定数や実効線量係数を掛けて求められる。これにより、作業者の被ばくリスクを評価できる。なお、γ線の実効線量率定数は Cs や Eu で大きく、α線の実効線量係数は Pu で大きい。

壁に物理吸着した Cs は、炭素鋼の放射線酸化により Cs-Fe-O 系酸化物を形成する可能性がある[3]。燃料デブリに取込まれた Cs や Sr は、冷却水に選択的に溶解すると考えられる。また、溶解した Cs や Sr はコンクリートに浸透することも考えられる[4]。これら放射性核種の長期での化学形態変化について議論する。

表 1　燃料デブリ内の主要放射性核種の放射能(Bq/g-debris)

主な核種		Unit 1		Unit 2		Unit 3	
種類	核種	10年後	20年後	10年後	20年後	10年後	20年後
FP	Ba-137m	1.66E+09	1.32E+09	1.54E+09	1.22E+09	1.45E+09	1.15E+09
	Sr-90	1.29E+09	1.01E+09	1.20E+09	9.44E+08	1.14E+09	8.95E+08
	Pm-147	2.29E+08	1.63E+07	2.49E+08	1.78E+07	2.42E+08	1.73E+07
	Cs-137	1.13E+08	9.00E+07	9.06E+07	7.18E+07	2.57E+06	2.04E+06
	Eu-154	4.19E+07	1.87E+07	3.73E+07	1.66E+07	3.43E+07	1.53E+07
	Sb-125	9.64E+06	7.81E+05	1.08E+07	8.72E+05	1.02E+07	8.32E+05
	Sm-151	6.94E+06	6.42E+06	6.67E+06	6.17E+06	6.83E+06	6.32E+06
	Ru-106	6.53E+06	7.47E+03	7.95E+06	9.12E+03	7.73E+06	8.87E+03
アクチノイド	Pu-241	1.50E+09	9.29E+08	1.39E+09	8.56E+08	1.56E+09	9.59E+08
	Am-241	3.67E+07	5.51E+07	3.18E+07	4.89E+07	3.61E+07	5.52E+07
	Cm-244	2.02E+07	1.37E+07	1.75E+07	1.20E+07	0.00E+00	0.00E+00
放射化	Fe-55	2.58E+05	1.80E+04	2.93E+05	2.04E+04	2.75E+05	1.91E+04
	Sb-125	8.44E+05	6.84E+04	9.52E+05	7.68E+04	8.95E+05	7.27E+04

参考文献；

[1] 唐澤他、原子力学会 2019 年春の大会 2I01、[2] 西原他、JAEA-Data/Code 2012-0018(2012)、[3] 鈴木他、原子力学会 2019 年春の大会 1D02、[4] 前島他、原子力学会 2019 年春の大会 2B19

---

*Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Chiaki Kino[1], Masahiko Naito[1], and Masahiko Ohsaka[2]
[1]IAE, [2]JAEA

福島第一原子力発電所での放射性核種の短/長期挙動の評価
（3）建屋内線量分布に関する現象論的考察（1 号機）

Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

(3) Phenomenologically estimation of dose rate in a building based on an accident scenario investigation (Unit-1)

*木野　千晶[1]，唐澤 英年[1]，内田 俊介[1]，内藤 正則[1]，逢坂 正彦[2]

[1]エネ総研，[2]JAEA

事故シナリオの観点から、福島第一原子力発電所炉内における放射性核種分布に関して現象論的に評価した。本評価より、セパレータへのセシウムの化学吸着、RCW への中・低揮発性 FP の侵入などを指摘した。

キーワード：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、廃炉、FP 分布、SAMPSON

1. 緒言

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しにおいては、放射性核種分布および付着形態を可能な限り精緻に把握した上で、適切なアクセスルートの選定・作業スペースの確保が重要となる。本研究では 1 号機に着目し、事故シナリオの観点から、事故直後に測定された建屋内線量分布に関して現象論的に評価する。得られた知見に基づき、各領域における放射性核種の存在量・形態などについて議論する。

2. 前提となる事故進展シナリオ

これまでの事故進展シナリオ分析・SA 解析結果より[1]、3 月 11 日の 19 時頃には RPV から PCV へのリークが発生したと推定している。3 月 12 日 6 時頃に RPV 破損が起こったと推定しており、この時刻まで炉心内にデブリが高温化した状態で留まっていたことになる。また、SAMPSON を用いた感度解析結果より、3 月 23 日まで注水はほぼ成功していなかったという結論に達した。よって、PCV 内は MCCI の影響により高温のガスで充満していたと考えられる。

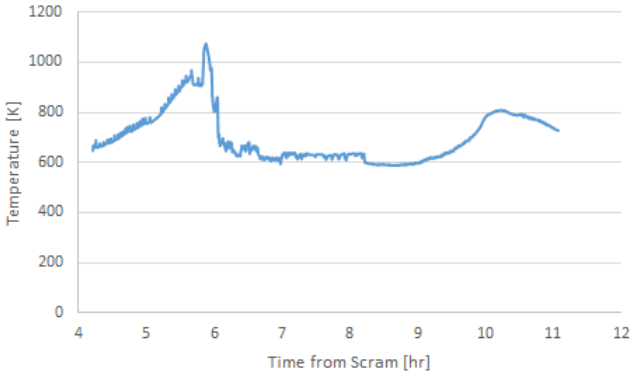


Fig.1 SAMPSON 解析結果に基づく
セパレータ領域のガス温度履歴

3. 放射性核種分布の現象論的評価

燃料は完全に溶融したと考えられ、揮発性 FP はほぼ全量放出されたと推定している。炉心内は約 1000K まで高温化しており(Fig.1)、セシウムが化学吸着にてセパレータなどに付着している可能性がある。残りのセシウムは PCV もしくは S/P へ移行したと考えられる。ペデスタルへ移行したデブリから継続的にストロンチウムなど中・低揮発性 FP が放出され、RCW 配管系へ侵入した可能性がある。

[1] 茶木ほか、SAMPSON3 週間解析のための 1F 事故シナリオ推定（1 号機）、原子力学会 2018 年春の年会

*Chiaki Kino[1], Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Masanori Naitoh[1] and Masahiko Ohsaka[2]

[1]IAE, [2]JAEA.

東京電力福島第一原子力発電所事故におけるセシウムの化学的挙動に関する検討（13）2 号機オペレーティングフロアから採取された試料の化学分析

Investigation of in-reactor cesium chemical behavior in TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident

(13) Chemical analysis of samples collected from the operating floor of the reactor building of Unit 2

*森下 一喜[1,2]，大西 貴士[1,2]，前田 宏治[1,2]，溝上 暢人[3]，伊東 賢一[3]，溝上 伸也[3]

[1]国際廃炉研究開発機構，[2]原子力機構，[3]東京電力 HD

福島第一原子力発電所 2 号機オペレーティングフロアから採取された養生シートに付着した物質に関して，構成元素等の基礎的なデータを得るために化学分析を実施した。その結果，原子炉構造材由来と考えられる Fe，Mn，Cu 等の元素，燃焼燃料に由来する Te，Cs 及び U が検出された。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，γ線核種分析，ICP 質量分析

1. 緒言

福島第一原子力発電所の 2 号機原子炉内からの燃料取り出し作業に向けて，2 号機建屋オペレーティングフロアの汚染状況等の調査[1, 2]が行われた。この調査において，オペレーティングフロア上のウェルプラグ上部から養生シートが採取[2]されている。原子炉圧力容器内部から放出された物質が，ウェルプラグの隙間を通過して環境中に放出された可能性があることから，この養生シートに付着した物質を分析すれば，事故時に放出された物質に係る情報が得られる可能性がある。そのため，養生シートに付着した物質を対象に，形状や構成元素等の基礎的なデータを得ることを目的に，各種分析(SEM-EDS 及び TEM)が実施されてきた[3]。本報告では，養生シートを水及び硝酸に浸漬して得られたそれぞれの溶液を対象に，ICP 質量分析及びγ線核種分析を実施した結果について述べる。

2. 試験方法

養生シートを室温の水に 24 時間浸漬したのち，ろ別した。ろ別した試料を 100℃の硝酸に 1 時間浸漬し，ろ別した。これらの水及び硝酸浸漬により得られたそれぞれの溶液(以下「水浸漬溶液」及び「硝酸浸漬溶液」)を ICP 質量分析及びγ線核種分析に供した。

3. 試験結果

水浸漬溶液及び硝酸浸漬溶液の ICP 質量分析の結果，原子炉構造材由来と考えられる Fe，Mn，Cu，Sn 等の元素，天然同位体組成と異なる同位体組成の Te，Cs，U 等が検出された。Te，Cs，U については燃焼燃料中の同位体組成の計算結果[4]に近い値を示したため，これらの元素は 2 号機原子炉内から放出されたものと考えられる。

試料を水及び硝酸に浸漬する前後で，試料のγ線量率は低下し，水浸漬溶液及び硝酸浸漬溶液のγ線核種分析を行うことで，γ線量率に寄与していた核種及びその量に関する情報が得られた。γ線核種の分析結果の一例として，図 1 に水浸漬溶液のγ線核種分析結果を示す。水浸漬溶液からは Cs-134，Cs-137 及び Am-241 が検出され，これらの核種がγ線量率に寄与していたことが考えられる。

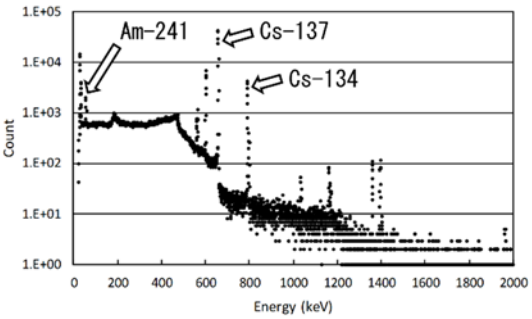


図 1 水浸漬溶液のγ線核種分析結果

—謝辞— 本研究は，経済産業省「平成 27 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」の研究の一環として実施した。

参考文献

[1] 国プロ「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」2 号機原子炉建屋オペレーティングフロア調査計画について，東京電力(2014) [2] 2 号機原子炉建屋オペレーティングフロアフェンス撤去およびコアサンプル採取について(結果報告)，東京電力(2014) [3] 1~3 号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果，東京電力(2018) [4] 西原他，"福島第一原子力発電所の燃料組成評価"，JAEA-Data/Code 2012-018 (2012)

*Kazuki Morishita[1,2], Takashi Onishi[1,2], Koji Maeda[1,2], Masato Mizokami[3], Kenichi Ito[3] and Shinya Mizokami[3]

[1]IRID, [2]JAEA, [3]TEPCO HD

ステンレス鋼に化学吸着したCs化合物の水への溶出挙動に関する研究

Study on dissolution behavior of Cs chemisorbed compound onto stainless steel into water

*井元　純平[1]，西岡　俊一郎[1]，中島　邦久[1]，鈴木　恵理子[1]，逢坂　正彦[1]
[1]JAEA

福島第一原子力発電所における水相を介したCsの長期的なソースタームの一つとして、圧力容器上部構造材に化学吸着したCsからの溶出挙動の考慮が重要と考えられる。そこで、ステンレス鋼に化学吸着させたCsの室温における水への最長50日間の溶出試験を実施した。その結果、ステンレス鋼に化学吸着したCsは長期的に水に溶出することがわかった。

キーワード：溶出挙動、ソースターム、化学吸着、セシウム、ステンレス鋼

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）のシビアアクシデント時において、Csは圧力容器上部構造材のステンレス鋼（SUS）に高温で反応することで化学的に吸着し、Cs-Fe-Si-O系のCs化合物を生成することが報告されている[1]。化学吸着したCsは、1Fで観察されているような長時間過飽和の水蒸気環境下に曝された場合、壁面凝縮水などによって水相に溶出する可能性が考えられる。この溶出したCsは、水相を介したCsの長期的なソースタームの1つとなる可能性がある。また、Csの溶出挙動は構造材解体後の放射性廃棄物処理の観点からも重要であると考えられる。しかし、SUSに化学吸着したCsが水へ長期的に溶出する挙動に関する知見は皆無である。本研究では圧力容器上部構造材に化学吸着したCsの水への長期的な溶出挙動を明らかにするため、SUSにCsを化学吸着させた試料を調製し、Csの水への溶出試験を行った。

2. 実験方法

溶出試験に供する試験片は、Ar-5%H_2-5%H_2O混合ガス中でSi濃度0.5 wt.%のSUS304（約5×10×2 mm）にCsOH蒸気を1000℃で3時間反応させることで調製した。

溶出試験は、各試験片を密閉容器内で20 mLの純水中に30℃にて静置させることにより実施した。溶出時間は1時間、1日、1週間、2週間、30日、50日とした。各溶出時間試験片を浸漬させた溶出液中のCs量を誘導結合プラズマ質量分析計（ICP-MS）で測定することでCsの溶出量を算出した。また、試験片に残ったCs残存量は120℃の硝酸と塩酸混合溶液により試験片を溶解させ、ICP-MSを用いて溶解液中のCs量を測定することにより算出した。

3. 結果及び結言

1000℃で化学吸着させた試験片上のCsには、浸漬1時間で急速に溶出する成分と、溶出時間が1200時間（50日）においても微量溶出し続ける成分が存在することが分かった（図1）。この2種類の成分は、深さ方向で異なるCs分布が見られたこと[1]から試験片内存在位置（表面と内奥）の影響、あるいは溶出挙動の異なる化合物生成の影響等が考えられる。

本結果より、SUSに化学吸着したCsは長期間に渡って水に溶出し続けることから、水相を介したCsの長期的なソースタームの1つになり得ること、また構造材の廃棄物処理において考慮が必要なことが示唆された。今後は溶出試験後の試験片の微細構造分析等により溶出機構を調査していく予定である。

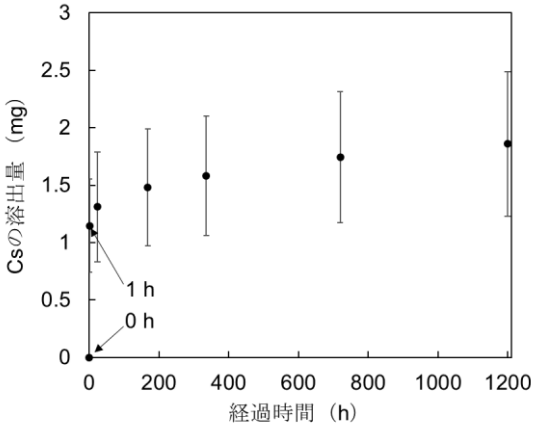


図1　SUS304試験片に化学吸着したCsの水への溶出量の経時変化

参考文献

[1] F.G. Di Lemma et al., Nucl. Eng. Des., 305, 411-420 (2016).

---

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

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

Thu. Sep 12, 2019 4:05 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 7:05 AM - 8:10 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[2I15-18] Pyroprocessing

Chair:Hideya Suzuki(JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2I15] Development of electrolytic reduction equipment for oxide fuel pyro-processing

(1)100 g-scale UO_2 reduction test using a cathode basket with a shroud

*Yoshiharu Sakamura[1], Masatoshi Iizuka[1], Hirohide Kofuji[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2I16] Development of spent salt treatment technology using zeolite

(6)Zeolite column experiments to absorb strontium from simulating spent salt and evaluation of column performance by mass transfer model

*Koichi Uozumi[1], Kenta Inagaki[1] (1. CRIEPI)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2I17] Development of hightly fielible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(7)Elucidation of An / Ln recovery and separation behavior with the increase of An recovery to liquid Ga cathode

*kohei tada[1], Hirohide Kofuji[1], Tsuyoshi Murakami[2] (1. JAEA, 2. CRIEPI)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2I18] Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(8)Investigations for waste reduction in pyroprocessing-1

*Masatoshi Iizuka[1], Tsuyoshi Murakami[1], Yoshiharu Sakamura[1], Toshiyuki Nohira[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Kyoto University)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

酸化物燃料の電解還元装置開発
(1) 陰極隔壁を用いた 100 グラム規模での UO_2 還元試験

Development of electrolytic reduction equipment for oxide fuels
(1) 100 g-scale UO_2 reduction test using cathode shroud

*坂村 義治[1)]，飯塚政利[1)]、小藤博英[2)]
[1)]電中研、[2)]原子力機構

実用性に優れる酸化物燃料の電解還元装置を開発している。陰極で析出するリチウム金属を効率的に利用するために、陰極の周囲にシュラウドを配置して電解を行い、約 100 グラムの UO_2 を金属に還元した。

キーワード：乾式再処理，電解還元，酸化ウラン，金属ウラン

1. 緒言

金属燃料高速炉・乾式再処理技術の開発では、酸化物燃料を金属燃料に転換するために、電解還元プロセスの研究が行われてきた。これまで国内外で行われた試験において、溶融 LiCl-Li_2O 中での電解により、使用済酸化物燃料に含まれるアクチニドが金属に還元されることが確認されている。他方、電解還元プロセスの実用化に向けての主要な課題として、高い処理速度と効率を実現する電解槽設計が求められている。

これまでの工学規模での電解試験において、陰極で還元反応が一様には進行せず、局所的に溶融塩の分解 (金属 Li 析出) が起こる現象が見られた。そこで、析出した金属 Li を散逸させずに還元剤として有効に利用するなど、装置上の工夫が必要である。また、陽極では、O_2 ガスを高い電流密度で発生させ、しかも効率的に排気する電極構造が重要である。本研究開発では、そうした点を考慮して、工学規模への拡張を見据えた電解還元試験装置を設計・製作し、UO_2 を約 100 g 使用する試験を実施して装置性能を評価する。

2. 実験方法

内径 100 mm のステンレス坩堝に 1.0 wt%の Li_2O を含む LiCl を約 1.2 kg 装荷して 650℃で溶融した。陰極は、直径 30 mm の円筒型ステンレス金網バスケットで、UO_2 粉末を 111.33 g 装荷した。そして、陰極に析出する液体金属 Li が外部に流出しないように、陰極の周囲をステンレス金網シュラウドで取り囲んだ。陽極は、幅 15 mm の Pt 板で、陰極をはさんで 2 つを配置した。陽極で発生する O_2 ガスは、上部からカバーガスをポンプで吸引することにより排気した。

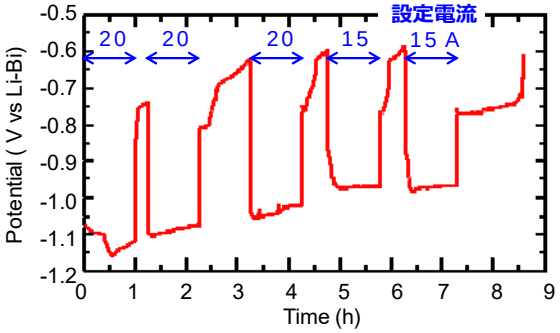


図1　電解還元試験での設定電流とUO_2陰極電位

3. 結果および考察

定電流電解により UO_2 を還元した。設定電流と陰極の電位変化を図 1 に示す。電解中は金属 Li が析出していると推測され（金属 Li は約-0.8 V より卑な電位で析出）、電解後半では UO_2 残留量の減少に合わせて、電流を 20→15 A に下げた。一方、電解中の陽極電位は約 2.0 V で、これは O_2 発生電位と一致している。電解は、装荷した UO_2 の全量が還元される理論値に対して 2.05 倍の電気量を通電して終了した（休止時間を除く通算の電解時間は 5.0 h）。図 2 に、電解後の陰極バスケットの外観と切断面の写真を示したが、UO_2 は完全に金属ウランに還元されていることが確認された。陽極の Pt には金属 Li による腐食は見られず、陰極シュラウドが所定の機能を果たしたものと考えられる。

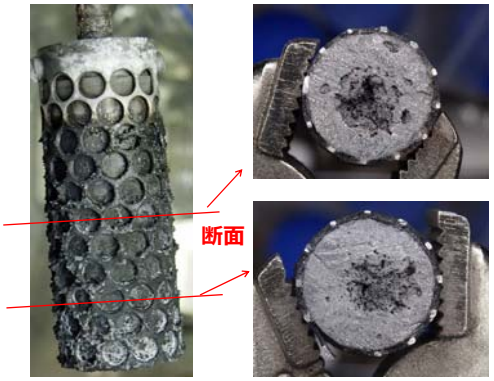


図2　電解還元後の陰極バスケット（直径30㎜）

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「平成 30 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」によって得られたものである。ウラン試験は、東芝エネルギーシステムズの大森孝氏、中村等氏らの協力により実施した。

*Yoshiharu Sakamura[1], Masatoshi Iizuka[1] and Hirohide Kofuji[2], CRIEPI[1], JAEA[2]

乾式再処理使用済塩のゼオライトによる処理技術の開発
（6）ゼオライトカラムによる Sr 吸着試験および FP 移行モデルによる評価

Development of spent salt treatment technology using zeolite
(6) Zeolite column experiments to absorb strontium from simulating spent salt and evaluation of column performance by mass transfer model

*魚住 浩一[1]，稲垣 健太[1]
[1]電力中央研究所

模擬 FP として Sr を含む模擬使用済塩を用いたカラム試験を実施し、Sr の一部がゼオライトに吸着されたことを確認した。また、カラム通過塩中の Sr 濃度変化へのフィッティングにより FP 移行モデルにおける速度定数等のパラメータを最適化すると共に、塩浴への浸漬試験への適用によりその妥当性を検討した。

キーワード：乾式再処理，使用済塩，ゼオライトカラム，ストロンチウム，FP 移行モデル，速度定数

1. 緒言　使用済燃料の乾式再処理で生ずる使用済塩は、A 型ゼオライトを充填したゼオライトカラムを通過させることで FP を吸着除去することが想定されており、これまでにアルカリ金属 FP の代表として Cs を含む模擬使用済塩を用いたゼオライトカラム試験を実施している[1]。そこで、アルカリ土類金属の代表として Sr を含む模擬使用済塩を用いたカラム試験を 2 回実施すると共に、その吸着挙動を評価した。

2. カラム試験の実施　従来の試験[1]と同様に、粒径 2.2mm の A 型ゼオライト粒を充填した内径 11.1mm、長さ 300mm のカラムを 2 つ直列に配置し、0.8～0.9wt.%の Sr を $SrCl_2$ として含む LiCl-KCl 共晶溶融塩（約 3.0kg）を、駆動用の Ar ガス圧を変えることで、平均 43cm/分あるいは 31cm/分の空塔速度で流動させた。

3. FP 移行に関するパラメータの最適化　ゼオライト粒子への FP 吸着挙動を 5 つの素過程に分けた移行モデルに基づくカラム挙動評価コード[2]を改良したものを使用し、カラム試験におけるカラム通過塩中の Sr 濃度変化へのフィッティングにより速度定数等の不明なパラメータを最適化した。

4. カラム試験結果および浸漬試験結果との比較

平均空塔速度 31cm/分の試験におけるカラム出口での塩中 Sr 濃度変化を、最適化したパラメータを用いての計算結果と共に右図に示す。本図に示すように滴下開始直後の Sr 濃度は供給塩中の値（0.84wt.%）よりも有意に低く、Sr の一部がゼオライトにより吸着された。また、2 回の試験結果へのフィッティングにより得られた速度定数は同程度の値となったほか、Sr を含む溶融 LiCl-KCl 塩浴中に A 型ゼオライト粒を浸漬した際の Sr 吸着量変化も概ね再現されたことから、本モデルおよび各パラメータの妥当性が示された。

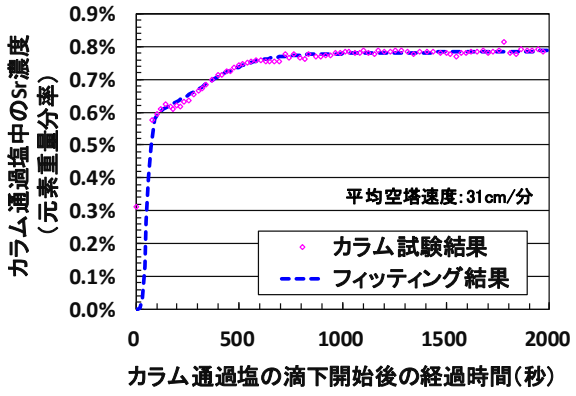


図　カラムを通過した塩中の Sr 濃度変化

参考文献

[1] K. Uozumi *et al.*, *Nucl. Technol*, **188**, 83 (2014).　[2] K. Inagaki *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **51**, 906 (2014).

*Koichi Uozumi[1] and Kenta Inagaki[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発
(7)液体 Ga 電極への回収増加に伴うアクチニド回収/希土類分離挙動の解明

Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(7)Elucidation of An/Ln recovery and separation behavior with the increase of An recovery to liquid Ga cathode

*多田　康平[1]，小藤　博英[1]，村上　毅[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]電力中央研究所

液体ガリウム(Ga)を陰極材料として用いた電解によるアクチニド(An)回収挙動及び An/希土類(Ln)分離挙動調査の一環として、液体 Ga 中に飽和溶解度以上の U 及び Pu の回収を試みた。An 回収量を増加することで Pu-Ga 合金を主成分とする固相が液体 Ga 電極中に析出したが、An/Ln 分離性能への影響はなかった。

キーワード：乾式再処理，電解精製，液体 Ga 電極，SEM/EDX

1. 緒言

Am 等のマイナーアクチニド(MA)を高濃度に含有する金属燃料を用いた核変換のため、乾式再処理技術を利用した MA 回収の研究を実施している。従来使用してきた液体カドミウム(Cd)電極では、原料によっては、製品中の Ln/An の比率が高くなり、燃料－被覆管化学的相互作用による被覆管損傷等、安全上の問題が懸念される。そこで、Ln の除染性能を大幅に向上させるべく、液体 Ga を電極材料として利用した革新的な MA 回収方法を提案している[1]。液体 Ga への U、Pu の飽和溶解度は、液体 Cd の場合よりも低いため、U、Pu の回収量を増加させると、液体 Cd を使用した場合よりも少ない回収量から液体 Ga 電極中に固相を形成する可能性がある。本研究では、液体 Ga 電極への回収増加に伴う An 回収/Ln 分離挙動調査の一環として、液体 Ga 電極に飽和溶解度以上の U、Pu を回収する試験を実施し、Ga 電極内部を SEM/EDX で観察すると共に、電解前後の溶融塩及び Ga 電極中の An/Ln 濃度比から分離係数(SF)を評価した。

2. 実験

電解試験は、陽極として Cd-0.1wt%Li 合金(約 18g)、陰極として液体 Ga(約 2g)、参照電極として Ag/AgCl 電極を用い、高純度 Ar 雰囲気下で実施した。U(0.04wt%)、Pu(0.82wt%)、Am(0.04wt%)、並びに Ce(0.81wt%)、Nd(0.79wt%)、Gd(0.84wt%)、La(0.81wt%)を含む LiCl-KCl 共晶塩(約 200g)をアルミナ製坩堝内にて 500℃で溶融し、5mA で定電流電解を実施した。通電量は液体 Ga 中に U 及び Pu を飽和溶解度の約 2 倍まで回収するために必要な量とした。試験後、冷却固化した Ga 電極と溶融塩の一部を酸溶解し、ICP-AES 及びγスペクトロメトリーによる元素分析を実施した。また、冷却固化した Ga 電極断面を SEM/EDX により観察した。

3. 結果

Ce に対する各元素の SF を表 1 に示す。SF は(1)式に基づいて計算した。得られた各元素の SF は、U、Pu を飽和溶解度未満に回収した条件と比較して同程度であることから、飽和溶解度以上に回収しても分離性能に影響を与えないことがわかった。電解後の Ga 電極の溶融塩との接触面の SEM/EDX 分析では、An の回収を阻害するような固体析出相の堆積等は観察されなかった。一方、Ga 電極内部の SEM/EDX 分析では、1μm～10μm 程度の粒状の固相を確認し、その固相の主成分が Pu-Ga 合金であることが分かった。前報[1]と比較すると、Pu の液体 Ga 電極への回収量が 1.3 倍から 2 倍へ増加する場合、電極内部の析出相のみが成長すると推察される。本結果より、液体 Ga 電極を用いて飽和溶解度以上の範囲で An の回収量が増加しても、回収を阻害する形態の固体析出相は形成されず、An/Ln 分離性能にも影響しないことが明らかとなった。

$$\text{分離係数(SF)} = \frac{C_{\text{M in Ga}}}{C_{\text{M in salt}}} \cdot \frac{C_{\text{Ce in salt}}}{C_{\text{Ce in Ga}}} \quad \left(C\text{:モル分率、M:対象元素}\right) \quad (1)$$

表 1　An を液体 Ga 中に回収した時の Ce に対する分離係数

液体 Ga 中への回収量	SF(U)	SF(Pu)	SF(Am)	SF(Ce)	SF(Nd)	SF(Gd)	SF(La)
飽和溶解度以上	548	228	110	1	0.61	0.12	0.13
飽和溶解度未満[2]	＞448	＞215	＞140	1	-	-	-

[1] 多田康平ら「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集 2J21(2018)

[2] マイナーアクチニド/希土類分離性の高い乾式処理プロセスの開発成果報告書, 電力中央研究所, p.67-103(2015.3)

※本件は文部科学省原子力システム研究開発事業「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」の成果である。

*Kohei Tada[1], Hirohide Kofuji[1], Tsuyoshi Murakami[2]. [1] JAEA, [2] CRIEPI.

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発
（8）乾式再処理で発生する廃棄物発生量低減方法の検討-1

Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide
(8) Investigations for waste reduction in pyroprocessing-1

*飯塚 政利[1]，村上 毅[1]，坂村 義治[1]，野平 俊之[2]
[1]電力中央研究所，[2]京都大学

乾式再処理における使用済塩化物溶媒からの FP 元素回収技術の開発を目的として、723K の溶融 LiCl-KCl 中におけるアルカリ土類および希土類元素の電解回収挙動、およびヨウ素などのハロゲンの酸化挙動を調べた。

キーワード：金属燃料高速炉，乾式再処理，MA 核変換，廃棄物低減，電解回収，ヨウ素

1. 背景

高速炉燃料サイクルに金属燃料－乾式再処理技術を取り込むことにより、幅広い高速炉導入／Pu 需給シナリオに柔軟に対応しつつ、廃棄物有害度低減効果を最大化する MA 回収・核変換システムを構築するための研究開発を進めている。乾式再処理で発生する使用済溶融塩化物溶媒については、電気分解で回収した FP 元素を酸化物に転換してガラスに含有させることによる高レベル廃棄物固化体発生量の抑制、およびヨウ素の分離回収を狙っている。ここでは、723K の溶融 LiCl-KCl（58.8 : 41.2 in mol）中にアルカリ土類や希土類塩化物、あるいは Li ハロゲン化物（I, Br）を加えた系において、液体 Ga 電極へのアルカリ土類 FP 元素回収挙動、代替電極材料への希土類 FP 元素回収挙動、陽極におけるヨウ素をはじめとするハロゲンの酸化挙動、について調べた結果を報告する。

2. 結果と考察

・アルカリ土類元素（Sr または Ba）を含む溶融塩中で液体 Ga 陰極を用いて定電流電解を行ったところ、低い電位領域でこれらの元素が回収されるものの、電解電流の大部分は溶媒構成元素である Li の還元に使われるため、Sr と Ba の回収に対する電流効率は 2～3 %と低いことがわかった。他の試験により、Ga は回収 FP の酸化物転換の際に酸化されて廃棄物に移行する可能性が高いことも判明したため、代替陰極材料候補として固体 Si 電極について希土類元素（Nd、Gd、Sm、Eu）の回収挙動を電気化学測定および定電位電解により調べた。その結果、いずれの元素も電極 Si とシリサイドを形成して回収可能であることがわかった（図 1）。
・LiI、LiBr を加えた LiCl-KCl 中での陽極反応について各種電気化学測定により調べたところ、ヨウ素は Br や Cl よりも低い電位で発生することから（図 2）、選択的に回収できる可能性があることがわかった。陽極から発生するガスをエタノール溶液トラップなどに回収した後に定量した結果、陽極におけるヨウ素発生の電流効率は 76.5%であった。また、電極の消耗や副反応を抑える観点から、グラッシーカーボン、タングステン、白金よりも金の方が陽極材料として優れていることがわかった。

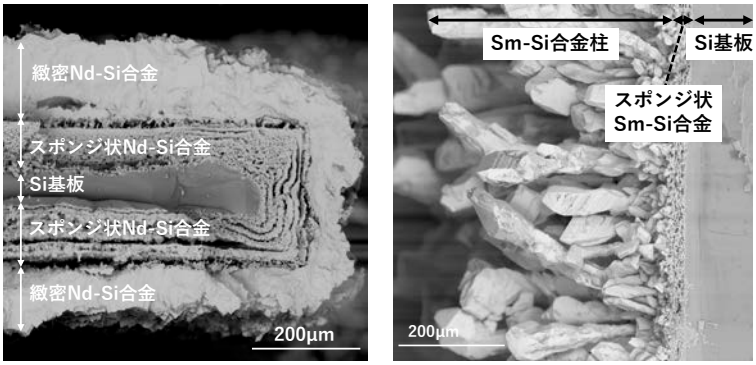


図1 Nd（左）あるいはSm（右）を含む723Kの溶融LiCl-KClで行った電解試験後の固体Si電極破断面SEM像

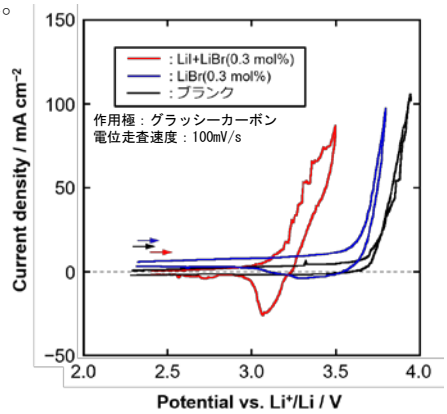


図2 ヨウ素、臭素を含む723Kの溶融LiCl-KCl中で測定したサイクリックボルタモグラム

※本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」の成果である。

*Masatoshi Iizuka[1], Tsuyoshi Murakami[1], Yoshiharu Sakamura[1], Toshiyuki Nohira[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Kyoto University.

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

Thu. Sep 12, 2019 5:10 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 8:10 AM - 9:15 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[2I19-22] Aqueous Separation and Reprocessing

Chair:Daisuke Akiyama(Tohoku Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2I19] Evaluation of DGA extractant impregnated adsorbent directed to establishment of MA separation sheet

*Yusuke Horiuchi[1], Tsuyoshi Arai[1], Sou Watanabe[2], Masayuki Takeuchi[2] (1. Shibaura Institute of Technology , 2. JAEA)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2I20] Development of a new extraction method for americium separation

*Hideya Suzuki[1], Yasutoshi Ban[1], Yasuhiro Tsubata[1], Shinobu Hotoku[1], Nao Tsutsui[1], Tatsuya Kurosawa[1], Mitsunobu Shibata[1], Tomohiro Kawasaki [1], Tatsuro Matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2I21] Adsorption separation of uranium and thorium by monoamide-immobilized hydrogel from nitric acid solution

*Masahiko Nakase[1], Tomoo Yamamura[2], Kenji Shirasaki[3], Mitsuie Nagai[3], Tohru Kobayashi[4], Daiju Matsumura[4], Yukako Aoyama[1], Sotaro tachioka[1], Kenji Takeshita[1] (1. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 3. Laboratory of Alpha-Ray Emitters, Institute for Material Research, Tohoku University, 4. Material Sciences Research Center, Japan Atomic Energy Agency)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2I22] Feasibility study for LWR MOX spent fuel reprocessing using PUREX process

(1)Feasibility study on distribution process

*Takeshi Tsukada[1] (1. CRIEPI)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

MA 分離シート構築を指向した DGA 系抽出剤含浸吸着材の評価

Evaluation of DGA extractant impregnated adsorbent for establishment of the MA separation scheme

*堀内 勇輔[1]，新井 剛[2]，渡部 創[3]，竹内 正行[3]，
[1]芝浦工業大学大学院，[2]芝浦工業大学，[3]日本原子力研究開発機構

抄録： 高レベル放射性廃液からの MA(III)分離・回収技術として，DGA 系及び NTA アミド抽出剤を含浸した吸着材を用いた分離フローに着目した。本研究では，本プロセスへの適用を指向した DGA 系抽出剤である TEHDGA を合成し，基礎性能評価を行った。

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

1. 緒言

高レベル放射性廃液(High Level Liquid Waste : HLLW)中から長半減期核種かつ発熱性核種であるマイナーアクチノイド(Minor Actinide : MA)を分離し核変換に資することは，放射性廃棄物減容化の観点から極めて重要である。そこで，DGA 及び HONTA 抽出剤含浸吸着材を用いた MA+Ln 共回収，MA/Ln 分離の 2 工程から構成される抽出クロマトグラフィによる MA 回収フローに着目した。これらの抽出剤はリン酸系抽出剤と比較すると，二次廃棄物の低減や抽出・逆抽出性能の向上が期待される[1]。本研究では，Fig. 1 に示した Tetra-2-Ethylhexyl Di-Glycolic Amide(以下，TEHDGA と略記)を合成した．また，得られた TEHDGA を用いて TEHDGA 含浸吸着材を作製し，吸脱着特性等の基礎性能評価を行った。

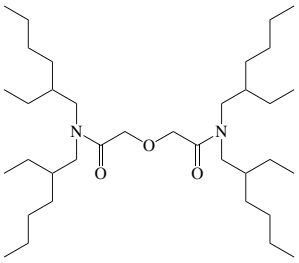


Fig. 1 Structure of TEHDGA

2. 実験方法

TEHDGA 含浸吸着材は，多孔質シリカ粒子(平均粒径約 50 μm，平均細孔径約 50 nm)に対しスチレン-ジビニルベンゼン共重合体を被覆した担体に，自製の TEHDGA 抽出剤を含浸担持させることで作製した。ここでスチレン-ジビニルベンゼンの架橋度は 5 %，TEHDGA 抽出剤の含浸率は 20 wt%とした。バッチ式吸着試験試験は，TEHDGA 含浸吸着材と試験溶液を固液比 1 : 20 になるようにスクリュー管瓶に封入し，298 K に設定した恒温振とう槽で 1 時間振とうした。試験前後の水相中の金属イオン濃度を ICP-OES で測定し吸着分配係数を算出し，吸着性能の評価指数とした。

3. 結果及び考察

Fig. 2 に TEHDGA 含浸吸着材による試験溶液の硝酸濃度と各 Ln(III)の吸着分配係数の相関を示す。Fig. 2 より，高硝酸濃度域において TEHDGA 含浸吸着材は何れの Ln(III)に対しても高い吸着分配係数を示した。これは，希土類元素が NO_3^-とニトラト錯体を形成し TEHDGA に配位することで吸着反応が進行したためと考えられる。本会では，硝酸水溶液中に浸漬した TEHDGA 含浸吸着材を対象とした熱分析による抽出剤の漏出挙動及びカラム試験による繰り返し溶離による吸着材の性能評価を行ったので報告する。

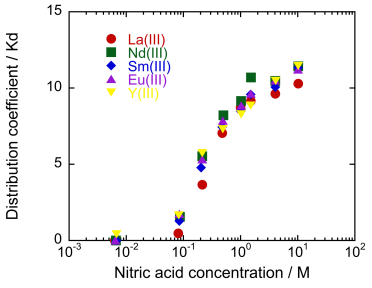


Fig. 2 Adsorption behavior of Ln(III)

参考文献

[1] 原子力委員会 研究開発専門部会 第三回分離変換技術検討会 ： 日本原子力研究開発機構における分離技術に関する研究開発の現状について

*Yusuke Horiuchi[1], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3], Masayuki Takeuchi[3],
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate school, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

マイナーアクチノイド分離のための新しい抽出法の開発

Development of a new extraction method for minor actinide separation

*鈴木 英哉，伴 康俊，津幡 靖宏，宝徳 忍，筒井 菜緒，
黒澤 達也，柴田 光敦，川崎 倫弘，松村 達郎
日本原子力研究開発機構

マイナーアクチノイド(MA)に対する優れた選択能と高い実用性を持つ抽出剤アルキルジアミドアミン(ADAAM)を用い、高レベル廃液(HLLW)からの Am 分離について検討した。ドデカンで希釈した ADAAM によって模擬 HLLW 中より Am, 軽希土類、及び Mo が抽出された。次に、ジエチレントリアミン五酢酸(DTPA)を含む混合溶液で逆抽出を行うことで、Am のみを高い割合(約 95%)で回収することに成功した。

キーワード：分離変換、MA 分離、HLLW、溶媒抽出、抽出剤、ADAAM

1. 緒言

現在、日本原子力研究開発機構では分離変換技術の確立を目指して、HLLW 中から MA を回収するための新しい分離技術の研究開発を行っている[1]。Am 等の長半減期の MA を核変換によって短半減期化あるいは安定核種化するには、HLLW 中から MA を分離･回収する必要がある。また、核変換用燃料中の高発熱性キュリウム(Cm)の含有率を減らすことで、燃料製造及び輸送時の負担が軽減される。しかしながら、3 価の MA と性質が類似している 3 価の希土類元素(RE)との分離は極めて難しく、Am と Cm との相互分離はさらに困難である。本研究では、1 種類の抽出剤 ADAAM(図 1)を用い、HLLW 中から直接 Am のみを抽出分離する方法について検討した。

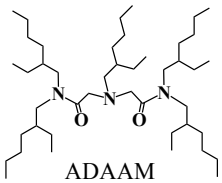


図 1　抽出剤の構造

2. 実験

トレーサー量の ^{241}Am、^{244}Cm、RE、その他 FP(表 1)を含む模擬 HLLW(水相)と抽出剤を溶解したドデカン溶液(有機相)の等容量を振とう器を用いて混合し、抽出平衡に達した後、遠心分離により相分離した。水相、及び有機相のα線をそれぞれ計測し、^{241}Am、^{244}Cm を定量した。その他の金属イオンは ICP-MS、または ICP-AES を用いて濃度を測定し、抽出率、及び逆抽出率を求めた。

3. 結果・考察

表 1.　ADAAM による模擬 HLLW 中からの各金属の抽出率［%］

元　素	Am	Cm	La	Ce	Pr	Nd	Sm	Eu	Sr	Y	Zr	Mo	Ru	Rh	Pd	Cs
抽出率	77.8	34.1	98.2	97.3	94.9	87.3	26.9	6.17	0.01	0.27	2.06	67.2	9.33	0.18	0.53	0.07

0.2 M ADAAM をドデカンに溶解した有機相を用いて、1.5 M 硝酸、0.1 M HEDTA、0.5 M H_2O_2 を含む模擬 HLLW からの抽出試験を実施した。その結果、Am, La, Ce, Pr, Nd, Mo が抽出されることがわかった(表 1)。次に、抽出された金属イオンを含む有機相と、5～50 mM DTPA、0.3 M マロン酸、1.5 M 硝酸アンモニウム混合溶液(水相)を接触させ逆抽出を行った。結果を図 2 に示す。20 mM DTPA において、La～Nd, Mo は有機相中に残り、Am の約 95%が水相中に移行した。本技術を多段抽出に適応させることで、HLLW から直接 Am のみを分離・回収できることが示唆された。

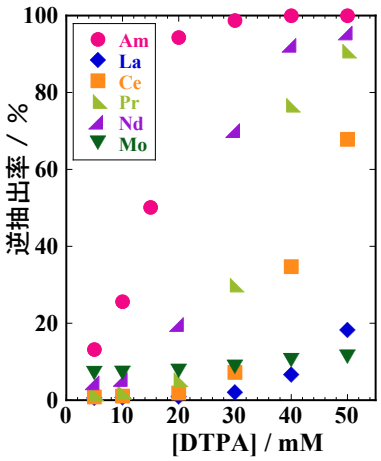


図 2　逆抽出率と DTPA 濃度の関係

参考文献

[1] Y. Ban, et al., *Solvent Extr. Ion Exch.* **2019**, *37*, 27-37

*Hideya Suzuki , Yasutoshi Ban, Yasuhiro Tsubata, Sinobu Hotoku, Nao Tsutsui, Tatsuya Kurosawa, Mitsunobu Shibata, Tomohiro Kawasaki and Tatsuro Matsumura.
Japan Atomic Energy Agency

モノアミド搭載型ハイドロゲルによる硝酸溶液からのウラン,トリウムの吸着分離

Adsorption separation of uranium and thorium by monoamide-immobilized hydrogel from nitric acid solution

*中瀬 正彦[1]，山村朝雄[2]，白崎謙次[3]，永井満家[3]，小林徹[4]，松村大樹[4]
，青山友花子[1]，立岡壮太郎[1]，竹下健二[1]
[1]東工大先導原研，[2]京大複合原科研,[3]東北大学金研,[4]原子力機構

モノアミドであるジアリルアミド(DAA), *N*-イソプロピルアクリルアミド(NIPA), *N,N'*-メチレンビスアクリルアミド(BIS)をラジカル重合させゲル吸着剤を合成した．DAA の側鎖構造と U/Th 吸着性能挙動との相関を明らかにし，元素分析によりゲル吸着剤中の構造水数への影響も示唆された．

キーワード：ウラン，トリウム，再処理，ゲル液抽出，溶媒抽出，分離科学

1. 緒言　Th サイクルが再注目されているが，バックエンド技術成立性は検討が十分とは言えない. Th 燃料再処理では溶媒抽出においてモノアミドが利用可能だが U/Th の分離係数が十分であり，また強烈な放射線に起因する配位子劣化抑制も課題となる．そこで配位子を化学結合により取り込ませたゲル吸着剤を開発し，様々な系への適用を進めている[1]．今回，モノアミド配位子を重合して分離挙動，諸物性を調査した．

2. 実験方法　合成スキームを Fig.1 に示す．乾燥・粉砕ゲル 3mg と UO_2^{2+}乃至は Th^{4+}を含む水相 1 mL を 5mL 容器に加え,各温度で振とう後水相を分取し, 0.5 mL を乾固後に内標準(Y)と硝酸を加え ICP-AES で定量した．元素分析は Flash EA1112 (Thermo Quest)を用いた．

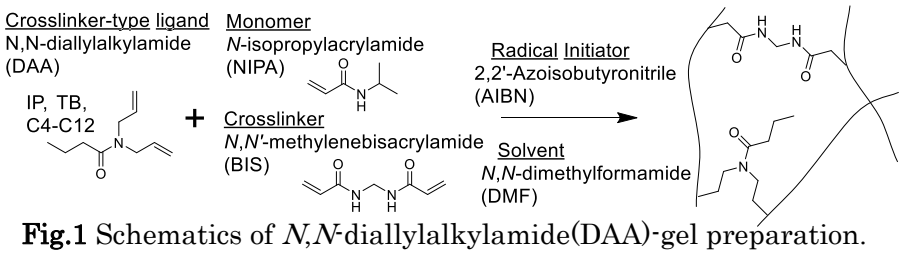


Fig.1 Schematics of *N,N*-diallylalkylamide(DAA)-gel preparation.

3. 結果と議論　**Fig.2** に UO_2^{2+}吸着に及ぼす硝酸濃度と DAA-gel の側鎖構造による影響を示した. 全体の傾向としては溶媒抽出と同様に酸濃度が高いほど吸着が促進された. 溶媒抽出で長鎖 DAA(C12)を用いた際は界面活性効果の増大，水相白濁，ミセル乃至は第三相形成が示唆されたがゲルでは一切見られなかった．これは配位子に化学的に担持されているためである. 配位子を搭載していない NIPA-BIS ゲル自身でもアクチノイドイオンの吸着が見られ，複数の要因の競争的な働きにより酸濃度依存性が複雑化したと考えられる．

一連の元素分析では DAA/NIPA-Bis ゲルの合成時の仕込み量論比に対して何分子かの構造水の存在を仮定することで理論値と良く一致した．搭載している配位子の側鎖構造によるゲル内の親疎水性環境の変化が構造水数に影響を及ぼすことが示唆される． UO_2^{2+}と Th^{4+}への理解は他のアクチノイドの理解に繋がるため，溶液とゲル中でのイオンの状態も今後精査する．発表では Th^{4+}についても溶媒抽出，吸着挙動との比較と考察も加える．

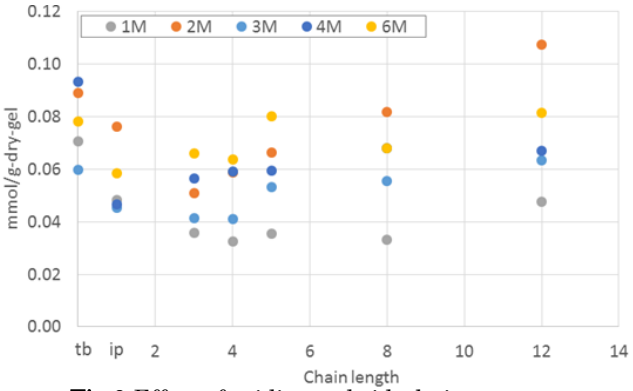


Fig.2 Effect of acidity and sidechain structure on UO_2^{2+} adsorption by DAA/NIPA-BIS-gel

4. 引用文献　[1] M. Nakase et al., *Separ Sci Technol*, Vol 54, No 12, 1952–1959 (2019).

5. 謝辞　学振科研費挑戦的研究(萌芽)(18K19043)．東北大学金研 α 放射体実験室利用共同研究，17K0086,18K0108,19K0002 で推進されている．

*Masahiko Nakase[1],Tomoo Yamamura[2],Kenji Shirasaki[2],Mitsuie Nagai[3],Tohru Kobayashi[4], Daiju Matsumura[4], Yukako Aoyama[1], Sotaro Tachioka[1], and Kenji Takeshita[3], [1]Tokyo Institute of Technology, [2]Kyoto University, [3]Tohoku University, [4]Japan Atomic Energy Agency.

軽水炉使用済 MOX 燃料への PUREX 再処理法の適用性検討
(1) 分配工程の成立性検討

Feasibility study for LWR MOX spent fuel reprocessing using PUREX process
(1) Feasibility study on distribution process

*塚田 毅志[1]
[1]電力中央研究所

軽水炉 MOX 燃料を通常の UO_2 燃料と混合して現行 PUREX 再処理プロセスにて再処理する場合を想定し、Pu 分配工程の成立性を計算コードの解析により評価した。UO_2 燃料と MOX 燃料の混合割合 UO2:MOX=4:1 程度までの混合が可能であり、さらに、供給する還元剤(U^{4+})の濃度を増加させることにより、安全裕度を確保した分配工程が成立することを示した。

キーワード：軽水炉 MOX 燃料、PUREX プロセス再処理、分配工程、Pu 濃度、安全裕度

1. 緒言

通常の軽水炉使用済 UO_2 燃料の再処理より発生するプルトニウム(Pu)は、高速炉の導入が見通せない中では、当面は軽水炉 MOX 燃料として利用することとしている。あわせて、発生する使用済 MOX 燃料の処理方法も検討しておく必要がある。使用済 MOX 燃料処理方法のオプションの一つとして、現行の PUREX 法により再処理を行う場合を検討した。特に、軽水炉 MOX 燃料を通常の UO_2 燃料と混合処理する場合における Pu 分配工程の成立性を計算コードの解析により評価した。

2. 検討方法

UO_2 燃料と MOX 燃料の混合割合が 9:1～2:1 の場合を想定し、同時に、分配塔へ供給する還元剤である U^{4+} の供給濃度を増加(105～200g/l)させることとを組み合わせた運転条件に対して、Pu 分配塔内の Pu^{4+} の濃度分布を解析した。分配工程の成立性の判断として、安全裕度(Pu^{4+}が U と分離されることなく流出するまでの距離)を考慮して、分配塔における含 U 溶媒中の Pu^{4+}濃度が回収率 99.999%相当濃度(1.0^{-5}g/l 程度)となるカラム高さ(Pu^{4+}還元位置) を指標として評価した。

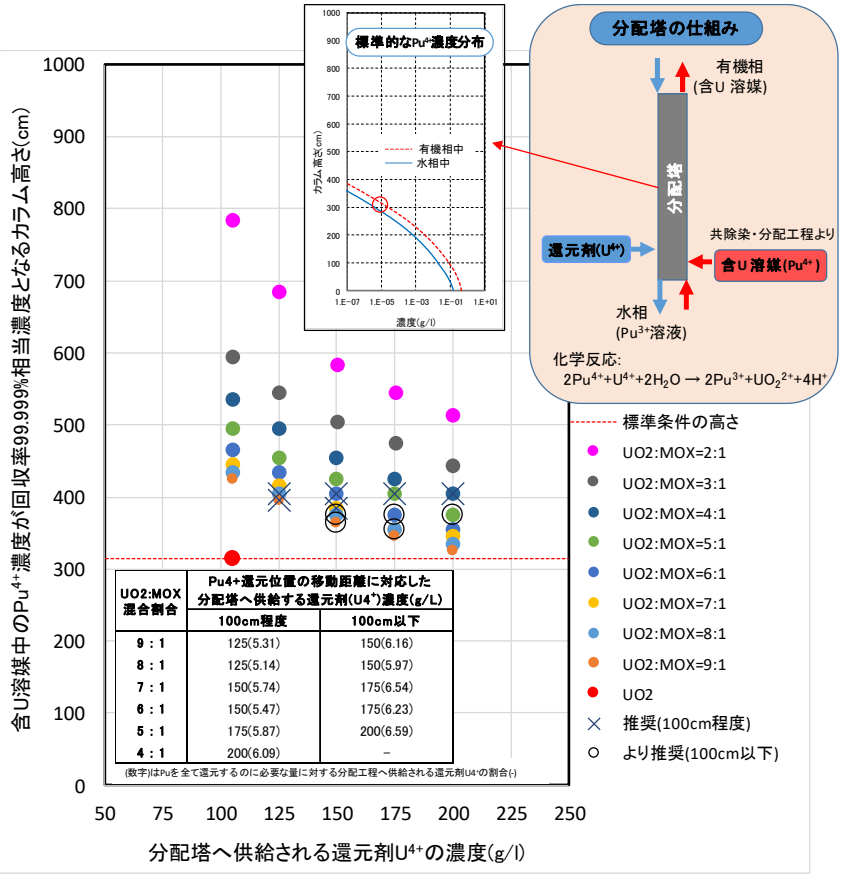
3. 検討結果および考察

運転裕度を考慮して、Pu^{4+}還元位置の上昇を、UO_2燃料のみの標準条件と比較して 100cm 程度とするのが適当と判断した。根拠としては、UO^2燃料のみにおいて Pu 濃度が 2 倍となった場合の移動距離が 250cm 程度であるため、その半分以下の移動距離までは許容できるとした。

UO_2 燃料と MOX 燃料の混合割合が 9:1～2:1 において、還元剤 U^{4+}濃度を変化させた場合の Pu^{4+}還元位置の推移を図 1 に示す。これらの運転条件の内、Pu^{4+}還元位置の上昇が 100cm 程度となる運転条件を表に示す。

UO_2 燃料と MOX 燃料の混合割合 UO2:MOX=4:1 程度までの混合が可能であり、供給する還元剤 U^{4+}の濃度を現行の 105g/l から 200g/l 程度まで増加させることにより、Pu^{4+}還元位置をカラム下部(移動距離 100cm 程度)にとどめておくことが可能であることがわかった。

UO_2燃料と MOX 燃料の混合方式、臨界に関する検討等がさらに必要である。



UO2:MOX 混合割合	Pu4+還元位置の移動距離に対応した分配塔へ供給する還元剤(U4+)濃度(g/L)	
	100cm程度	100cm以下
9：1	125(5.31)	150(6.16)
8：1	125(5.14)	150(5.97)
7：1	150(5.74)	175(6.54)
6：1	150(5.47)	175(6.23)
5：1	175(5.87)	200(6.59)
4：1	200(6.09)	–

(数字)はPuを全て還元するのに必要な量に対する分配工程へ供給される還元剤U4+の割合(-)

図 1 含 U 溶媒中 Pu^{4+}濃度が回収率 99.999%相当濃度となるカラム高さと運転条件の関係、および、推奨される運転条件(表)

*Takeshi Tsukada[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J01-05] Subcriticality Evaluation

Chair:Tomohiro Endo(Nagoya Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2J01] A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.2

*Sin-ya Hohara[1], Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[2], Kazuki Takahashi[2], Tadafumi Sano[1], Kengo Hashimoto[1] (1. Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ., 2. Graduate School of Sci. and Eng., Kindai Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2J02] Applicability of the Extended Kalman Filter Technique to Reactivity Monitoring at KUCA

*Masao Yamanaka[1], Cheol Ho Pyeon[1] (1. Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2J03] Improvement of reactivity estimation method based on behavior of power in subcritical quasi static state

*Yuichi Yamane[1] (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2J04] Development of a handy criticality analytis tool HAND for fuel debris retrieval

*Kenichi Tada[1], Takao Sakino[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2J05] Development of multi-species material randomization using Monte Carlo solver Solomon

*TARO UEKI[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

京都大学原子炉における出力時原子炉雑音測定のための研究　その 2

A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor Part.2

*芳原　新也[1]，左近　敦士[1]，中嶋國弘[2]，高橋和暉[2]，佐野忠史 1，橋本憲吾[1]

[1]近畿大学原子力研究所

[2]近畿大学大学院総合理工学研究科

京都大学原子炉（KUR）の起動系（FC#1、FC#2）を用いて原子炉雑音測定を、5 段階の異なる未臨界反応度に対して実施した。測定の結果、KUR 起動系を用いた原子炉雑音実験においては KUR 炉心由来の核雑音が観測出来ないこと及び原子炉雑音とは別に電気系統由来と推測される雑音が混入することがわかった。

キーワード：原子炉雑音，Feynman-α解析，京都大学原子炉，核分裂計数管

1. 緒言

高出力炉の雑音解析は、1960 年代から 1970 年代にかけて世界的に多くの研究者が取り組んだ研究対象であり、我が国においても斎藤、須田、森島、山田らの優れた研究があるが、当時の炉雑音解析研究は、原子炉の異常診断や出力安定性診断のための技術開発を主たる目的としており、炉物理特性量の測定を目的とした炉雑音解析は僅かであった。本発表では昨年の発表[1]に引き続き、京都大学原子炉 KUR 中性子計装系における KUR 炉心の核雑音測定可能性の調査を行ったので、その結果を報告する。

2. 実験条件及び結果

測定は、京都大学原子炉 KUR の起動系（FC#1、FC#2）を用いて 2018 年 10 月 2 日に実施した。中性子計装系信号は KUR の運転盤において二値化された後に、時間記録器（HSMCA4106LC / ANSeeN Inc.）により記録した。測定は KUR 炉心の 5 段階の異なる未臨界反応度（-2.949, -2.100, -1.153, -0.619, -0.326 %Δk/k）に対して実施した。測定結果を 25msec 毎の計数率により確認した結果、突発的な計数率増加が確認され、この計数率増加現象が KUR 原子炉室への入室に関連していることが判明した。上記の突発的な計数率増加イベントを除いた時系列データにより Feynman-α解析（バンチング法）を行った結果、図 1 に示すように、二重のα値が確認されたが、FC#1 と FC#2 による共分散解析を行った結果、KUR 炉心由来のものではなく、検出器固有の現象であることがわかった。

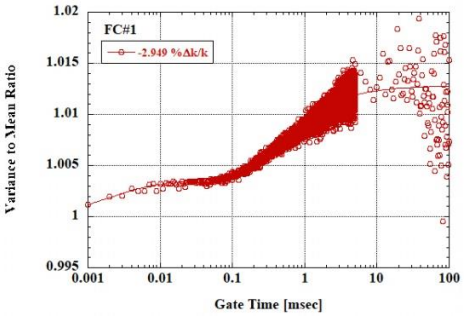


図 1　Feynman-α解析結果例

3. 結論

京都大学原子炉 KUR 中性子計装系における KUR 炉心の核雑音測定可能性の調査を行った結果、Feynman-α/バンチング法により、高速時間領域において二重のα値が観測されたが、観測α値は KUR 炉心由来のものではなく、検出器固有の現象であることがわかった。また、解析過程において KUR 気密扉開閉由来と推測される外来雑音の存在も確認することが出来た。このことから、現状の KUR の中性子計装系は、パルスモードによる長期連続の原子炉雑音測定に適していないことが判明した。

参考文献

[1] “京都大学原子炉における出力時原子炉雑音測定のための研究”, 芳原新也, 中嶋國弘, 高橋和暉, 左近敦士, 橋本憲吾, 2018 年日本原子力学会秋の大会 2M07 (2018)

---

*Sin-ya Hohara[1], Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[2], Kazuki Takahashi[2], Tadafumi Sano[1] and Kengo Hashimoto[1]

[1]Atomic Energy Research Institute, Kindai Univ., [2]Graduate School of Sci. and Eng., Kindai Univ.

KUCA における拡張カルマンフィルターの未臨界度監視への適用性

Applicability of the Extended Kalman Filter Technique to Reactivity Monitoring at KUCA

*山中 正朗[1]，卞 哲浩[1]
[1]京都大学複合原子力科学研究所

KUCA-A 架台における未臨界体系にパルス中性子を打ち込み、制御棒の挿入過程における未臨界過渡実験を実施した。本研究では、本過渡実験における未臨界度の変化を拡張カルマンフィルター(EKF)により推定することで、EKF を用いた未臨界度監視への適用性を検討した。

キーワード：拡張カルマンフィルター、未臨界度監視、パルス中性子法、京都大学臨界集合体実験装置

1. 緒言　本研究では、加速器駆動システムの未臨界度のオンライン測定を念頭に、拡張カルマンフィルター(EKF)の未臨界度監視への適用性を検討した。未臨界度のオンライン測定手法として逆動特性法が広く知られているが、測定に用いられる検出器は検出器効率が変化しないこと、また、中性子束の高次モードの影響を受けないことが前提条件となっている。本研究における未臨界度のオンライン測定とは測定で得られた計数率から即発中性子成分のみを抽出し、EKF によって未臨界度を推定することである。

2. 実験および計算　KUCA において通称 EE1 炉心と 14 MeV パルス中性子源(100 Hz 周期)を用いて、制御棒の挿入によって未臨界度を変化させたときの過渡実験を行った。検出器には炉心外周に設置された BF_3 検出器を用いた。本過渡実験では、Case 1 の制御棒が挿入されていないクリーン炉心から時系列データの収録を開始し､約 650 秒後に最も制御棒価値の大きな C1 制御棒をモータ駆動によって挿入することで Case 2 の未臨界体系に移行させた。さらに、約 1860 秒で検出器付近の C3 制御棒を挿入して Case 3 の未臨界体に変化させた。即発中性子のみの計数率は、実験で得られた計数率においてパルス打ち込みから 0.006 秒間マスクして遅発中性子成分の計数率を取得し、計数率から差し引くことで推定した。未臨界度の参照値は MCNP6.2 と ENDF/B-VII.1 を用いた固有値計算により求めた。

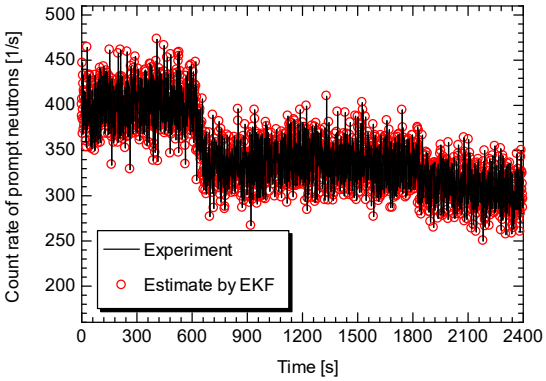


図 1　即発中性子の計数率

3. 結果　図 1 に示すように実験で得られた計数から即発中性子成分を抽出したときの計数率の時系列変化では、未臨界度変化のシナリオに対応して計数率が減少した。EKF において、一点炉動特性方程式で即発中性子のみを考慮した状態空間モデルと即発中性子の計数率を用いて、計数率および反応度を 1 秒毎に推定した。図 1 の EKF における即発中性子の計数率の推定は、実験で推定したものと一致した。さらに、図 2 に示すように、EKF による反応度推定値は概ね再現していることから、即発中性子を用いた未臨界度のオンライン測定の適用性を示すことができた。今後、計数率の推定においてパルス打ち込み後からの待ち時間を導入することにより、実験で用いた検出器位置での反応度測定における高次モード中性子束の影響を調査する。

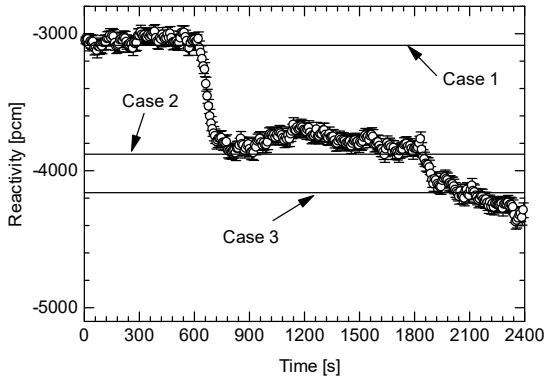


図 2　EKF による反応度の推定

---

*Masao Yamanaka [1], Cheol Ho Pyeon[1]
[1]Insutitute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.

準定常状態の出力挙動に基づく反応度評価手法の改良

Improvement of reactivity estimation method based on behavior of power in subcritical quasi static state

*山根 祐一
原子力機構

未臨界状態の核燃料の反応度が変化した直後の準定常状態における出力挙動に基づいてドル単位の反応度を評価する手法を改良した。これを一点炉動特性コード AGNES の計算で得られた出力の時系列データに適用し、−10 ドル以上で精度よく反応度を評価できることを確認した。

キーワード：未臨界、反応度評価、一点炉動特性、準静的状態、燃料デブリ

1. 緒言

核燃料溶液の臨界管理されていない容器への流入の他、福島第一原発の燃料デブリへの適用を想定し、未臨界の核燃料の反応度が変化した直後の準静的状態における出力挙動に基づいて反応度を評価する手法を開発し、検証用の実験データを取得して評価を行ってきた[1][2]。

出力の時系列データとそれを最小二乗法を用いて再現したデータの誤差の一部が、反応度に応じて敏感に変化することに着目して新たな手順を開発した。動特性計算で生成した出力の時系列データに擬似的なノイズを加えたデータに適用し、−10$程度以上の範囲で良い精度で評価できることが確認できた。

この成果は、任意の未臨界体系における数値解析に依存しない反応度測定手法の整備に寄与するとともに、核燃料施設や原子炉施設の安全性向上、核燃料物質を取り扱う際の臨界防止に役立つことが期待される。

2. 反応度評価

2-1. 解析したデータの条件

AGNES コードで動特性計算を行い、得られた出力の時系列データに 10%の擬似ノイズを加えたデータを解析の対象とした。

2-2. 改良後の評価手順

出力の時系列データの i 番目をy_i で表す。このy_iを用いて算出するx_iとの間に、準定常状態では$y_i = A + Bx_i$が成り立つ[1]ことを以下で用いる。$\rho_\$$をパラメータとして以下の手順を行うが、新手順では、③の誤差データが$\rho_\$$に応じて敏感に変化する（$\rho_\$$が真値より小さいと下に凸、大きいと上に凸となる）ことを利用する。

① $x_i = \exp(M_i/\alpha_y)$を計算する。M_iは従来と同じ方法でy_iから算出する。$\alpha_y = 1/\rho_\$ - 1$である。

② 最小二乗法を用いて A, B を計算する。ただし$A = y_\infty$（安定時出力）となるようにデータ数 N を決める（長くとる）。

③ 元データy_iと②の計算で再現されたデータ$A + Bx_i$の誤差$A + Bx_i - y_i$の初期数十秒（図 1 の concerned range）における直線性が最も良い$\rho_\$$を求める。

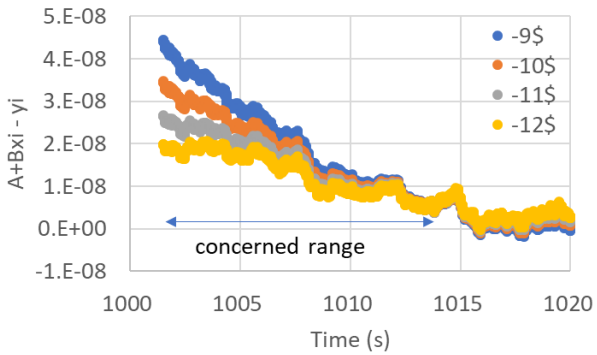


図 1. AGNES コードで生成した時系列データへの適用例

3. 結果

図 1 の例（初期$\rho_\$ = -100\$$、900s から直線的に反応度を添加し、1000s 以降$\rho_\$ = -10.6\$$を保った）では評価結果は$-10.7\$$となった。

参考文献

[1] 山根祐一、「一点炉動特性方程式に基づく未臨界状態における出力の漸近的挙動」日本原子力学会 2017 春の年会予稿集、1F04 (2017). [2] 山根祐一他、「KUCA 未臨界炉心の反応度評価 (2) 準静的状態の出力挙動に基づく評価」日本原子力学会 2019 春の年会予稿集、2J02 (2019).

*Yuichi Yamane
JAEA

簡易燃料デブリ臨界性解析ツール HAND の開発

Development of a handy criticality analysis tool HAND for fuel debris retrieval

*多田 健一[1]、崎野 孝夫[1]

[1]原子力機構

東京電力福島第一原子力発電所事故で生じた燃料デブリの臨界性の高速な解析を可能とするため、燃焼度、含水率等をパラメータとして簡易に燃料デブリの臨界性を解析する計算ツール HAND を開発した。

キーワード：HAND，燃料デブリ，臨界性解析，SWAT4.0，MVP

1. 緒言

燃料デブリの臨界管理は東京電力福島第一原子力発電所の廃炉作業にとって重要な研究課題の一つである。燃料デブリはその幾何形状や平均燃焼度、含水率などが不明なため、燃料デブリの臨界性の不確かさは大きい。そのため廃炉作業計画を作成するには、この不確かさを考慮するために非常に多くの条件を検討する必要がある。また、廃炉作業計画作成の効率化のためには、炉物理の専門家以外も容易に臨界性を解析できることが望ましく、既存の臨界性解析コードでは不十分である。そこで本研究では、高速かつ誰でも簡易に燃料デブリの臨界性解析を可能にするため、Excel のマクロプログラムを用いた簡易臨界性解析ツール HAND (Handy criticality ANalysis tool for fuel Debris)を開発した[1)]。HAND は誰もが容易に燃料デブリの臨界性を解析できるように非常にシンプルな GUI 入力となっている。また直感的に理解できるように、計算結果は数値だけでなくグラフでも表示される。本発表では、この HAND の概要とその計算例について紹介する。

2. HAND の概要

HAND は燃料デブリの臨界性解析結果のデータベースであり、事前に様々な条件で解析しておいた燃料デブリの実効増倍率を Excel に保存している。HAND では、Excel のマクロプログラムを用いてこれらの結果を出力することで、高速な燃料デブリの臨界性解析を実現している。HAND では

① 無限均質体系における燃料デブリの k_∞ が 1.00、0.98、0.95 となるパラメータ範囲の解析

② 球体系及び無限円柱体系において燃料デブリの k_{eff} が 1.00、0.98、0.95 となるパラメータ範囲の解析

の二つの解析を取り扱うことができる。現在の HAND では、実効増倍率が最も高くなる燃料と水の混合体の解析しか出来ないが、今後はより現実的な条件下での解析を可能とするため、構造材が混合した体系の解析にも対応する予定である。HAND で用いる燃料の組成は OECD/NEA の Phase 3C で用いられた 9×9 Type B 燃料を用い、燃焼計算には SWAT4.0 を用いた。また、燃料デブリの臨界性解析には MVP を用いた。

3. HAND の計算例

図 1 に HAND の計算例を示す。図 1 に示す通り、HAND では入力画面において燃料のボイド率、燃焼度、冷却期間、核分裂生成物の有無、含水率などを設定するだけで、自動的に燃料デブリの臨界性の解析や結果のグラフ化を行うことができる。HAND を用いることで、炉物理の専門的な知識を持たない廃炉作業の計画立案者や作業者が容易に燃料デブリの臨界性解析が可能となる。HAND を用いることにより、燃料デブリの臨界性解析に必要な時間が短縮されることから、廃炉作業の効率化が期待できる。

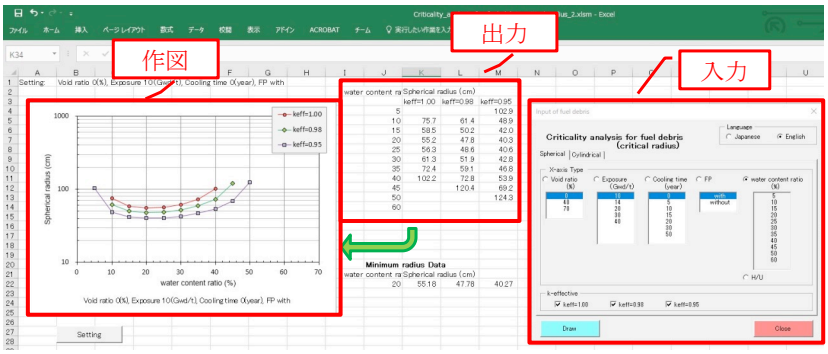


図1 HANDの解析例

参考文献

[1] K. Tada, “Development of a handy criticality analysis tool for fuel debris,” *Proc. ICONE27* (2019).

*Kenichi Tada[1], Takao Sakino[1] [1]JAEA

多種物質系乱雑化モデルの開発とモンテカルロソルバーSolomon での検証

Development of multi-species material randomization using Monte Carlo solver Solomon

*植木 太郎 [1]

[1] 日本原子力研究開発機構

分布不明の多種類の物質からなる系の臨界性評価に関して，各物質の平均体積割合の分割指定と異物質間の組み合わせペアから構成される乱雑化モデルを開発し，モンテカルロソルバーSolomonで検証した。

キーワード： 分布不明，多種物質系，臨界性，乱雑化，モンテカルロ，Solomon

1. 緒言 空間分布の不確定さを表現する確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数[1]を，3 種類以上の物質からなる系に適用することは、多くの燃焼度を取り扱い可能とする点で，1F デブリの臨界管理上，有用である。

2. 多種物質の乱雑化モデル 平均体積割合を，M種の物質からなる系に対して，Vn, n=1,…,Mとする。これらの物質の混合を，${}_MC_2$ペアの2種類物質混合の総体として表現することを考える。物質nのみからなる微小部分は，他物質1,…,n-1,n+1,…,MとV1:…:Vn-1:Vn+1:…:VMの頻度比で遭遇する。そこで，平均体積割合Vnを図1に示すようにVn,1,…, Vn,n-1,Vn,n+1,…,Vn,Mに分割し，Vp,qに相当する物質pとVq,pに相当する物質qの混合を考える。このペアに、確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数$W_{p,q}(\mathbf{r})$（**r**は位置座標）による空間分布不確定さモデルを適用する[1]。例えば，3種類の物質系の体積割合は，$\hat{V}_1(\mathbf{r}) = V_{1,2} + V_{1,3} + W_{1,2}(\mathbf{r}) - W_{3,1}(\mathbf{r})$，$\hat{V}_2(\mathbf{r}) = V_{2,3} + V_{2,1} + W_{2,3}(\mathbf{r}) - W_{1,2}(\mathbf{r})$，$\hat{V}_3(\mathbf{r}) = V_{3,1} + V_{3,2} + W_{3,1}(\mathbf{r}) - W_{2,3}(\mathbf{r})$となる。ここで，ハット（^）は$W_{1,2}(\mathbf{r}), W_{2,3}(\mathbf{r}), W_{3,1}(\mathbf{r})$の実現に対応する乱雑化媒質のレプリカを意味し、$\hat{V}_1 + \hat{V}_2 + \hat{V}_3 = V_1 + V_2 + V_3 = 1$である。

$$\text{平均体積割合 } V_n, n = 1, \ldots, M,\ V_1 + V_2 + \cdots + V_M = 1$$
$$V_{n,1} + \cdots + V_{n,n-1} + V_{n,n+1} + \cdots + V_{n,M} = V_n$$
$$V_{n,1} : \ldots : V_{n,n-1} : V_{n,n+1} : \ldots : V_{n,M} = V_1 : \ldots : V_{n-1} : V_{n+1} : \ldots : V_M$$

平均体積割合$V_{j,k}$相当の物質jと平均体積割合$V_{k,j}$相当の物質kの組み合わせに確率的乱雑化を適用 $(j \neq k)$

図１ 平均体積分割と異種物質部分体積組み合わせ

3. Solomonによる数値計算結果 上記乱雑化モデルの巨視的反応断面積Σは，3種類の物質系では，$\Sigma(\boldsymbol{r}, E) = \hat{V}_1(\mathbf{r})\Sigma_1(E) + \hat{V}_2(\mathbf{r})\Sigma_2(E) + \hat{V}_3(\mathbf{r})\Sigma_3(E)$（$E$はエネルギー）である。この断面積表現を，連続エネルギーモンテカルロソルバーSolomon[2]に組み込み，デルタ追跡法による臨界計算[3]を実施した。具体的には，国際臨界安全ベンチマーク実験プロジェクト識別番号IEU-MET-FAST-007のBigTen問題で、中央円筒の太径部分の周りの長方形断面トーラス部を高濃縮ウラン50%（V_1=0.5），10%濃縮ウラン40%（V_2=0.4），天然ウラン10%（V_3=0.1）として上記乱雑化モデルを適用し、臨界性を評価した。図2に数値計算結果を示す。レプリカ生成の不確かさに伴う実効増倍率の揺らぎが0.1%以上となっている。これは、原子炉物理・臨界安全の基準からみると、有意な揺らぎである。

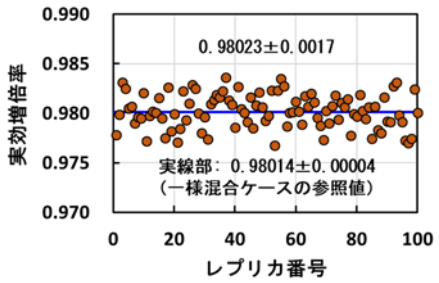


図２ BigTen乱雑化問題の臨界性評価

4. 研究の意義と今後の方向性 本報の手法により，3時点以上の異なる燃焼度が、乱雑化モデルで取り扱い可能となった。一方、金属相の析出・分離等の不連続・断続的な物質分布変化に関しては、ボクセルモデルを開発済みである[4]。今後、これらのモデル機能を統合し、熱スペクトル体系の解析を実施する予定である。

参考文献

[1] 植木太郎，2019 年春の年会、講演番号 3J09 [2] 長家康展、羽倉洋行、2018 年秋の大会、講演番号 2M18 [3] T. Ueki, JNST 2017, VOL. 54, NO. 3, 267–279 [4] T. Ueki, JNST 2018, VOL. 55, NO. 10, 1180–1192

本報の研究は、原子力規制庁の平成 31 年度東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業として行われた。

*Taro Ueki

[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group

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

Thu. Sep 12, 2019 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J06-09] Criticality Safety

Chair:Satoshi Takeda(Osaka Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2J06] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(50)Sub-criticality Measurement in a KUCA Decoupled Core Simulating Large-Scale Fuel Debris

*Shinya Kano[1,2], Satoshi Wada[1,2], Tsuyoshi Misawa[3], Kitamura Yasunori[3] (1. IRID, 2. Toshiba ESS, 3. Kyoto Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2J07] Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(51)Effect of dispersing insoluble neutron absorber on fracturing fuel debris using chisels

*Satoshi Takeo[1,2], Ryo Ishibashi[1,2], Yuichi Morimoto[1,2] (1. HGNE, 2. IRID)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2J08] Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates

(3)Evaluation of radiolytic products

*Noriaki Ushio[1], Hiroyuki Terazaki[1], Kouji Koyanagi[1], Norikazu Jin[1], Toshio Hayashi[1] (1. Kao Corporation)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2J09] Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates

(4)Evaluation of neutron shielding property and model debris adhesion

*Ryota Nambara[1], Takuji Kume[1], Noriaki Ushio[1] (1. Kao)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（50）大型の燃料デブリを模擬した二分割炉心の未臨界度測定

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(50) Sub-criticality Measurement in KUCA Decoupled Core Simulating Large-Scale Fuel Debris

*加納 慎也[1,2]，和田 怜志[1,2]，三澤 毅[3]，北村 康則[3]

[1]IRID，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]京都大学

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)にて，大型の燃料デブリを模擬した二分割炉心の未臨界度測定試験を実施した。本稿では，該当の試験の内容と得られた結果について報告する。

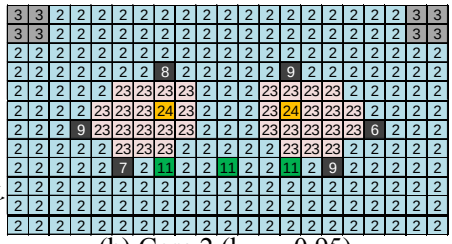
キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，臨界安全，未臨界度測定，ファインマンα法

1. はじめに　燃料デブリ取出し時に，臨界に近接する状態を検知し，臨界の発生を未然に防止するためのシステム(臨界近接監視システム)[1]の開発を進めている。本システムでは，燃料デブリを取出す前の体系の未臨界度をファインマンα法(FA 法)[2]により測定する方針としている。格納容器内部調査[3]により，2 号機については，直径 5m を超える範囲に，燃料デブリとみられる堆積物が広がっていることが確認されている。大型の体系においては，FA 法の理論式の導出において前提とされている一点炉近似が成り立たず，適切に未臨界度測定が行えない懸念があることから，KUCA を用いた試験によりその適用性を確認した。

2. 試験内容　大型の体系においては，局所的に外乱が加えられた場合に，中性子束分布が大きくひずむこと，またそのひずみの度合いが，固有値間隔$(E.S.)_1 (= 1/\lambda_1 - 1/\lambda_0)$に反比例して大きくなることが知られている[4]($\lambda_1$ は一次モードに対応する固有値，λ_0 は基本モードに対応する固有値を示す。)。測定体系の例を図 1 に示す。測定体系は，燃料体とポリエチレン反射体からなる，2 つの小型の炉心(二分割炉心)とした。大型の燃料デブリを模擬するため，2 つの炉心の間隔を調整して，大型の燃料デブリと同程度の固有値間隔$(E.S.)_1 (\sim 0.01)$となるようにした。二分割炉心の近傍に，B-10 比例計数管を設置し，片側(もしくは両側)の炉心に，燃料デブリを取出す際に想定される外乱(例えば，燃料デブリ取出しによる反応度低下や水の浸入による反応度増加を模擬した燃料体の置換)を加えた際の体系の増倍率 $M(= 1/(1 - k_{eff}))$を測定した。



(a) Core 1 ($k_{eff} \sim 0.8$)



(b) Core 2 ($k_{eff} \sim 0.95$)

図 1. 試験体系の例

3. 試験結果　大型の燃料デブリを模擬した二分割炉心の未臨界度測定の結果を図 2 に示す。測定により得られた増倍率 M の推定値 M_{meas} は，MVP コード[5]で得られた検出器近傍の局所的な増倍率 M の計算値 M_{local}(検出器の近傍の炉心のみの増倍率 M)とおおむね一致することを確認した。大型の燃料デブリにおいても，監視する対象を，検出器の近傍の局所的な範囲の燃料デブリに限れば，FA 法により得られる測定値を指標として，臨界近接監視が行える見通しが得られた。

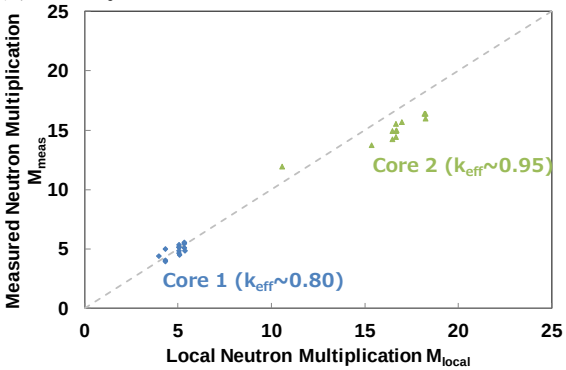


図 2. 増倍率 M の測定結果

謝辞　本件は，資源エネルギー庁『平成 29 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化(臨界管理方法の確立に関する技術開発))」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献　[1] 加納 他，AESJ 2018 年秋の大会 “1M12”. [2] Feynman et al.，J. Nucl. Energy 3, 64-69 (1956).
[3] 東京電力ホールディングス HP. [4] 橋本，博士論文，名古屋大学 (1995). [5] Y. Nagaya et al., JAERI1348(2005).

*Shinya Kano[1,2], Satoshi Wada[1,2] , Tsuyoshi Misawa[3] and Yasunori Kitamura[3]　[1]IRID, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., [3]Kyoto Univ.

燃料デブリの臨界管理技術の開発
（51）チゼル加工によるデブリ破砕に及ぼす非溶解性中性子吸収材散布の影響

Criticality control technique development for Fukushima Daiichi fuel debris

(51) Effect of dispersing insoluble neutron absorber on fracturing fuel debris using chisels

*竹生 諭司[1,2]，石橋 良[1,2]，森本 裕一[1,2]

[1]IRID，[2] 日立 GE

福島第一原子力発電所(1F)-1/2/3 号機での燃料デブリ取り出し時における臨界管理技術の一つとして、非溶解性中性子吸収材を用いた臨界防止技術を開発しており、チゼル加工によるデブリ破砕に及ぼす影響を検討した結果を報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，中性子吸収材，臨界防止，デブリ破砕

1. 緒言

1F-1/2/3 号機の燃料デブリを安全に取り出すため、炉内作業時の臨界管理技術としてほう素（B）、ガドリニウム（Gd）等の熱中性子吸収断面積の大きな元素を含んだ非溶解性中性子吸収材を用いた臨界防止技術を検討している[1,2]。燃料デブリ取り出し作業の中で燃料デブリを破砕する工程で、臨界防止のため事前散布された非溶解性中性子吸収材（以下、吸収材）が、破砕作業自体に及ぼす影響、ならびに、破砕によって生じた空隙内に混入して未臨界を維持する機能の確認が課題である。

本研究は、チゼル加工により模擬燃料デブリを破砕した際の吸収材散布の影響、および、破砕した燃料デブリ内の吸収材の混入性を評価することを目的とする。

2. 検討方法

ペデスタル下の溶融炉心ーコンクリート相互作用デブリを模擬した試験体（以下、模擬デブリ）に対して、水深約 300 mm の水中に設置して、鋼製チゼルにより破砕試験を実施した。模擬デブリは内径 530 mm の坩堝内で原料を溶解後冷却したもので、その高さは坩堝の底から約 250 mm である。平行に 200 mm 離した 2 本のチゼルを、模擬デブリ表面に対して垂直に立てて、送り込み量を 30 mm に設定し空気圧により駆動させた。模擬デブリ表面の領域 350×300（mm）において、チゼルの位置を 50 mm ずつ移動して計 56 箇所に対してチゼル加工を施工した。

吸収材散布条件では、破砕試験に先立って、粒状の B_4C/ステンレス鋼焼結材および B･Gd 入ガラス材（粒径 0.2～1.0 mm）それぞれ重量 9.0 kg および 1.3 kg（かさ体積 4.5 L および 1.3 L）を、凹凸のある模擬デブリ表面に散布した。散布量は、破砕する模擬デブリの平均深さを 38 mm 程度と想定し、吸収材それぞれの B および Gd の含有量を踏まえて解析により保守的に求めた核的必要量の 2 倍に設定した。

3. 結果と考察

3-1. チゼル加工の作業性に及ぼす影響

吸収材散布なし、および、2 種類の吸収材散布の 3 条件について比較した。一連のチゼル加工に費やした時間は 600～700 s、その差異は±8%以内であった。破砕領域 350×300（mm）の頂点，中心，中間点の 9 点を計測した平均破砕深さは 9～19 mm で標準偏差 9～11 mm を考慮すると誤差範囲であった。いずれの条件でも破砕した模擬デブリは 10～50 mm の寸法範囲が最も多く、類似の分布を示した。これらのことから、吸収材散布による作業性の低下はほとんどないと考えられる。

3-2. 非溶解性中性子吸収材の分布と保持性

チゼル加工後の試験体は上層から、1)吸収材堆積層、2)吸収材と破砕デブリとの混合層、3)非破砕デブリ層に概ね分類できた。いずれの吸収材においても、2)吸収材と破砕デブリとの混合層には未臨界を維持するために必要な量以上の吸収材が含まれていた。散布量が多い場合（B_4C/ステンレス鋼焼結材）、2)吸収材と破砕デブリとの混合層において、破砕デブリの隙間に吸収材が侵入し保持されていることを確認した。一方、散布量が少ない場合（B･Gd 入ガラス材）、1)吸収材堆積層がほとんどなく、吸収材散布時に凹凸のため模擬デブリ表面の一部が露出していた場所で破砕デブリの隙間に吸収材が侵入していない数十 mm の領域を観察したが、この領域は小さく臨界に至ることはないと考えられる。吸収材の侵入性を保守的に確保するためには、散布量設定において凹凸のあるデブリ表面すべてを被覆することが指針として得られた。

謝辞 本件は、資源エネルギー庁『平成 29 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化（臨界管理方法の確立に関する技術開発）」』の成果の一部を取りまとめたものである。

参考文献

[1] R. Ishibashi, T. Fujita, K. Ishii, and Y. Harada, Proc. ICAPP 2017, 17279, (2017).

[2]石橋良，進藤雄太，石井一弥，森本裕一，原田康弘，日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 3G01, (2017).

*Satoshi Takeo[1,2], Ryo Ishibashi [1,2], and Yuichi Morimoto[1,2]

[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID), [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

界面活性剤自己集合体を用いた非溶解性中性子吸収材の開発
（3）放射線分解生成物の評価

Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates

(3) Evaluation of radiolytic products

*牛尾 典明[1]、寺﨑 博幸[1]、小柳 幸司[1]、神 紀和[1]、林 利夫[1]

[1]花王株式会社

福島第一原発において安全かつ迅速に燃料デブリを取り出すことを目的として、界面活性剤系レオロジー改質材（ビスコトップ；VT）の技術を応用した非溶解性中性子吸収材である再臨界防止剤の開発を行っている。ひも状ミセルを形成する界面活性剤自己集合体である VT は放射線分解が予測されることから、今回、放射線分解物の定性・定量を行い、安全性や基材材質に対する影響評価を試みた。

Keywords：Insoluble neutron absorbers，Surfactant，Viscotop，Worm-like micelles，Radiolysis

1. 緒言

我々はひも状ミセル型の界面活性剤自己集合体を形成する VT を用いて炭化ホウ素（B_4C）を担持した高粘度流動体が再臨界防止剤として有効であると考えている。この流動体は水中で隙間に入り込めるため、燃料デブリの新しい破断面に展着可能であり、VT は再臨界防止剤として貢献できるものと考えている。



図 1. ビスコトップを用いた流動体の隙間流動性

2. VT の放射線耐性

VT はアルキルアリルスルホネート（アニオン）とアルキルアンモニウム塩（カチオン）とのコンプレックスであるが、高いγ線積算照射量（7.2MGy）に曝されるとアニオン、カチオンともに分解する事から、アニオンをサリチル酸に代替するとともにカチオンを複合化し、更に安定化剤を添加することで分解をある程度抑制できることを見出している。分解物の分析を行った結果、酢酸、ギ酸、シュウ酸、フェノール、トリメチルアミン、S 系化合物等を同定・定量した。

3. 安全性・基材材質等に対する影響

VT は一般に化学品として製品化されたものであり、コンクリート分散剤としての使用において安全性や基材材質に対する影響はないことが確認されていることから、今回、放射線分解物が与える影響について評価を行った。その結果、分解物として確認できた酢酸、ギ酸、シュウ酸、フェノール、トリメチルアミンとも今回の用途においてヒト健康・環境影響に関して大きな懸案を示すものではないと推定できた。今後、更に分解物の詳細な分析を行い、その影響を確認していく予定である。また、基材材質腐食が懸念される物質が生成するが、ある種のゼオライトを添加することで改善されることが明らかとなった。

4. 結論

我々は VT を改良して燃料デブリの再臨界を防止するための粘性体タイプ非溶解性中性子吸収材を開発した。放射線分解物の定性・定量を行い、安全性や基材材質に対する影響評価を試みた結果、これまでの検討からは安全性の観点で大きな懸念を示す結果は得られていない。本発表では最新知見を紹介する予定。

謝辞　本研究は量子科学技術研究開発機構の施設共用制度を用いて実施した。

参考文献

[1] 牛尾，小柳，寺﨑，日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 3G05, (2017)

[2] 牛尾，小柳，寺﨑，日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集, 1M19, (2018)

---

*Noriaki Ushio[1], Hiroyuki Terazaki[1], Kouji Koyanagi[1], Norikazu Jin[1], Toshio Hayashi[1]

[1]Kao Corporation

界面活性剤自己集合体を用いた非溶解性中性子吸収材の開発
（4）中性子遮蔽能およびモデルデブリ付着性の評価

Development of the insoluble neutron absorbers using self-assembled surfactant aggregates

(4) Evaluation of neutron shielding property and model debris adhesion

*南原 涼太[1]，久米 卓志[1]，牛尾 典明[1]

[1]花王株式会社

福島第一原発において安全かつ迅速に燃料デブリを取り出すことを目的として、界面活性剤系レオロジー改質材（ビスコトップ；VT）の技術を応用した非溶解性中性子吸収材である再臨界防止剤の開発を行っている。前報では放射線耐性、高温耐性を向上した改良 VT の放射線分解生成物の評価について報告した。本報ではこの中性子吸収材の中性子遮蔽能およびモデルデブリ付着性の評価結果を報告する。

Keywords： Insoluble neutron absorbers, Surfactant, Worm-like micelles, Neutron transmission, Neutron imaging

1. 緒言

我々はひも状ミセル型の界面活性剤自己集合体を形成する VT を用いて炭化ホウ素（B_4C）を担持した高粘度流動体が再臨界防止剤として有効であると考えている。この流動体は水中で隙間に入り込めるため、燃料デブリの新しい破断面に展着可能であり、VT は再臨界防止剤として貢献できるものと考えている。

2. 非溶解性中性子吸収材の中性子遮蔽能の評価

実験装置には京都大学理学部小型中性子源（KUANS）を利用した。B_4C を 20～50wt%含有した非溶解性中性子吸収材をサンプルとして、光路長 1 または 2 mm の石英セルおよび 3He 検出器を用いて、中性子透過率の波長依存性を測定した。我々の作製した中性子吸収材は、ほぼ B_4C の含有量から想定される中性子遮蔽能を有し、配合した B_4C 粒子が凝集せず分散して均一な状態にあることが示唆された。

3. 非溶解性中性子吸収材のモデルデブリ付着性の評価

吸収材付着性の評価のために中性子トモグラフィ（CT）法による中性子イメージングを実施した。実験装置として大強度陽子加速器施設（J-PARC）物質・生命科学実験施設（MLF）のエネルギー分析型中性子イメージング装置 BL22『螺鈿』を用いた。測定中（～約 16 時間）にサンプルが動かないように B_4C 重量の 1 割をセメントに置換した吸収材を、アルミニウム製の山型モデルデブリに付着・固化させて、CT 用透過像を取得した。熱外中性子領域の波長（$\lambda < 0.43$ Å）で測定した透過像から再構成した CT 像を図 1 に示す。モデルデブリへの吸収材の付着性が明確にわかる 3 次元像が得られた。

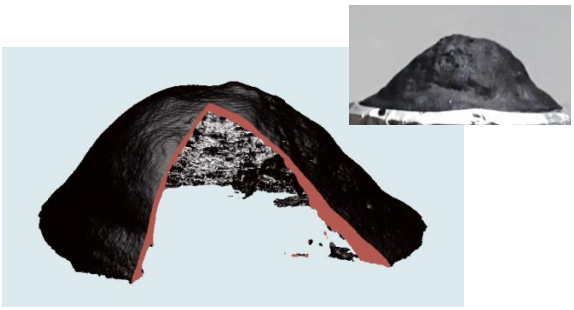


図 1. モデルサンプル（右上）の中性子 CT 像

4. 結論

我々の開発した非溶解性中性子吸収材について、炭化ホウ素の良好な分散性、モデルデブリに対する良好な付着状態、および再臨界防止のために重要な中性子線の吸収（遮蔽）能を確認することができた。

謝辞

本報の中性子イメージング実験では J-PARC MLF 成果公開型一般利用課題（課題番号：2019A0120）を利用した。

参考文献

[1] 牛尾，小柳，寺﨑，日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿集, 3G05, (2017)

[2] 牛尾，小柳，寺﨑，日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集, 1M19, (2018)

*Ryota Nambara[1], Takuji Kume[1] and Noriaki Ushio[1]

[1]Kao Corporation

General Meeting

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 12:40 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 3:00 AM - 3:40 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J_GM] 「新型炉部会」第19回全体会議

[2J_GM] General Meeting

General Meeting

[2J_GM] 「新型炉部会」第19回全体会議

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 12:40 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[2J_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Advanced reactor division

Thu. Sep 12, 2019 12:40 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 3:40 AM - 5:30 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J_PL] Proposition for the future development of the advanced fast reactor cycle (from our experience)

Chair:Shoji Kotake(japc)

[2J_PL01] Proposition for the nuclear fuel cycle development

*Tomio Kawada[1]

[2J_PL02] Proposition for the fast reactor development

*Tsutomu Yanagisawa[1]

[2J_PL03] Proposition for the high-temperature gas-cooled reactor development

*Tatsuo Iyoku[1] (1. JAEA)

[2J_PL04] Discussion

2019年秋の大会

新型炉部会セッション

今後の新型炉サイクル開発への提言（私たちの経験を踏まえて）

Proposition for the Future Development of the Advanced Fast Reactor Cycle (From Our Experience)

（1）核燃料サイクル開発への提言

－「究極のゴミ焼却発電炉」: 高速増殖炉開発における新しい視点－

(1) Proposition for the nuclear fuel cycle development

- “Ultimate refuse incinerating power plant”: a fresh look at FBR development -

*河田 東海夫[1]

[1]元 原子力機構

1. 我が国は世紀を超えて原子力を安定的に利用し続けるための備えが必要

2011 年 3 月の福島第一原発事故以来、原子力に対する国民の忌避感情の高まりは一向に鎮まることを知らない。こうした世相を背景に、政府の原子力問題への取り組みは極めて及び腰で、昨年策定された第 5 次エネルギー基本計画では、「2050 年のエネルギー選択に際しては、・・・可能な限り原発依存度を低減する」ことを明記し、原子力縮減が国策であるかのような印象を国民に与えている。事故後 8 年が経過した今日でも再稼働できた原発はわずか 9 基にとどまる一方で、この間に 21 基の廃炉が決定され、残存する原発は建設中も含めて 35 基にまで減ってしまった。エネルギー基本計画では、2030 年代のゼロエミッション電源比率を 44%程度と見込んでおり、そのうち原子力比率は 20～22%を想定している。この比率達成のためには、100 万 kW 級原発 35 基前後を必要とし、それはちょうど現在残存する原発の全ての運転に匹敵する。それが達成できなければ､我が国は温室効果ガス排出削減に関するパリ協定の約束を果たすことができない｡その後 2050 年に向けたさらに厳しい脱炭素化を達成するためには、それ以上の原子力比率維持が必要なことは明白である。

本年 1 月 11 日発行の米国のサイエンス誌は、エネルギー脱炭素化に貢献できる原子力の役割を再認識すべきとの社説を発表し、原子力なしでの本格的脱炭素化（deep decarburization）は、平均発電コストを２～３倍高める可能性があり、既存原発の温存と新規建設の検討が必要との見解を表明した。また、日本、韓国、ベルギー、スペイン、スイスは原発フェーズアウトの厳しいリスクに直面しているとし、強力な対策が必要との警告を発している。

長い時間軸でみると、化石燃料資源の消耗は避けがたい現実であり、原子力の長期安定利用は、そうした時代に予見される人類史的危機を回避するための最大の武器となる。とくに化石燃料のうち、石油・天然ガスに関しては、シェールガスなどの非在来資源を含めて 2020～2040 年の間に生産ピークを迎え、その後は生産減退が予見されている｡それほど遠い先の話ではない｡エネルギー自給率が 10%にも満たない我が国では、子孫の長期安寧のために、今世紀後半のみならず来世紀においても、相当規模の原子力を安定的に利用し続けられる備えをしっかりと固めていく必要がある。

2. 国土の狭い日本では、再処理路線堅持が原子力の長期安定利用を可能とする

資源に乏しい我が国は、原子力利用開始当初から閉じた核燃料サイクルの確立を目指してきており、それを商業規模で本格実施する中核施設が六ケ所再処理工場である｡同工場は 2021 年度上期竣工を目指しているが、脱原発団体やそれに同調するメディアは、再処理を放棄し、直接処分路線への転換を迫る様々なキャンペーンを執拗に展開している。そこで、改めて我が国が再処理路線を堅持することの重要性を、直接処分方式との対比で示すと以下の 5 点に整理できる。

*Tomio Kawata[1]

[1]JAEA (retired)

① プルトニウムの発熱を持ち込まないため、高レベル廃棄物処分場の必要面積が三分の一で済む。
② プルトニウムを埋めないので、埋設廃棄物の放射性毒性とその有意残存期間を一桁小さくできる。
③ 多数の大型使用済燃料中間貯蔵施設の建設が不要で、中間貯蔵能力確保の必要性がミニマムで済む。
④ 将来的に制御不能な核拡散リスクを生むプルトニウム鉱山を残さない。
⑤ 資源節約ができ、高速増殖炉サイクルへの橋渡しができる。

直接処分の場合には、処分前に使用済燃料を 50 年以上冷却する中間貯蔵施設が必要となるが、35 基前後の原発を運転する場合、毎年 600 トン程度の使用済燃料が排出される。したがって、むつリサイクル燃料備蓄センター並みの大型中間貯蔵施設（貯蔵容量 3,000 トン）を 5 年ごとに建設し続ける必要が生じるが、立地問題が厳しい日本では、それは到底不可能であり、それができなければ、原発は直ちに停止に追い込まれる。一方、再処理政策を堅持すれば、４０年間の再処理で発生する高レベル廃棄物（ガラス固化体）の全量を貯蔵するための施設の敷地はすでに六ケ所に確保済み（一部施設建設済み）で、新規立地問題で悩む必要はない。発電所側も中間貯蔵能力確保は不要かミニマムで済む。しかも、最も厄介な高レベル廃棄物の処分場必要面積も、直接処分の三分の一で済む。今日では、原子力事業推進上の最も困難かつ重要な課題は、立地問題や住民との合意形成問題であるが、①～③のいずれもがその問題解決をより容易にする。その点から、若干の発電コスト増（１円／kWh 未満）を勘案しても、国土の狭い日本では、再処理方式は直接処分方式よりはるかに国民負担が小さい選択肢であると断言できる。

④は、直接処分した使用済燃料の場合、300 年後にはβ－γ放射能が著しく低下するのでアクセスが容易になり、しかも含有プルトニウムの発熱も著しく低下するので、核兵器材料としての魅力が増すことから、核拡散上のリスクが無視できないレベルに高まるという問題である。こうしたことから、米国原子力学会の特別パネル報告「プルトニウムの防護と管理」（1995 年）では「使用済燃料の直接処分は国家レベルでの核拡散の脅威を消滅させることにはならない」ことを明確に指摘している。⑤については、学会員諸氏には改めて説明するまでもなかろう。

3. 持続可能なエネルギー源としてみた場合の軽水炉の限界

今日、商業用原子力発電の主流は軽水炉であり、世界の原子力発電容量の約9割を占める（日本では100%）。軽水炉は、軽水を減速材兼冷却材に使うという単純さと、低濃縮ウランの使用で他の炉型に比べコンパクトで高い出力密度を実現したことで、優れた経済性をもたらした。その一方で、軽水炉は、基本的にはウラン U-235 の核分裂のみを利用するシステムであり、再処理・リサイクル方式を採った場合でもプルトニウムの多重リサイクルが困難なため、ウラン資源利用効率は 1%未満にとどまる。軽水炉は、ウランのおいしい部分をほんの少しだけつまみ食いして捨ててしまう、大変な「ウラン食い散らかし炉」であり、リサイクル方式をとった場合でも、その基本的性格を根本的に改善することはできない。

資源利用効率の悪さは、とりもなおさず廃棄物処分問題への負担がきわめて大きいことを意味している。軽水炉では、リサイクル方式を採った場合でも、地上に掘り出したウランの約 95%が、劣化ウラン（濃縮のテイル）や使用しきれない回収ウランとして残る。さらに、副産物として生まれるプルトニウムも、MOX 燃料としてリサイクル利用しても実際に消費されるのは生成量の 5%程度に過ぎず、95%は高次化したプルトニウムとして MOX 使用済燃料中に残る。原子力利用が、もし軽水炉だけで終わるのであれば、これらはすべて廃棄物（核のゴミ）となり、膨大な負の遺産となる。軽水炉は、バックエンドの観点からも、真に持続可能なエネルギー源にはなり難い。原子力への長期依存が不可避と認識するならば、適切なタイミングで高速増殖炉サイクルに移行できる備えを怠ってはならない。

4. ウラン資源利用の理想体系は MA リサイクル型高速増殖炉サイクル

原子力が真に持続可能なエネルギー源となるためには、燃料供給の持続性とともに、廃棄物問題の負担が過剰にならず、処分の永続的な実施が可能になることがもう一つの重要要件となる。

高速増殖炉はプルトニウムの多重リサイクルが可能であり、「ウラン資源をプルトニウムに変換しつつ燃やし尽くす炉」である。その結果ウラン資源の利用効率は軽水炉の 60 倍以上になるので、燃料供給の持続性の

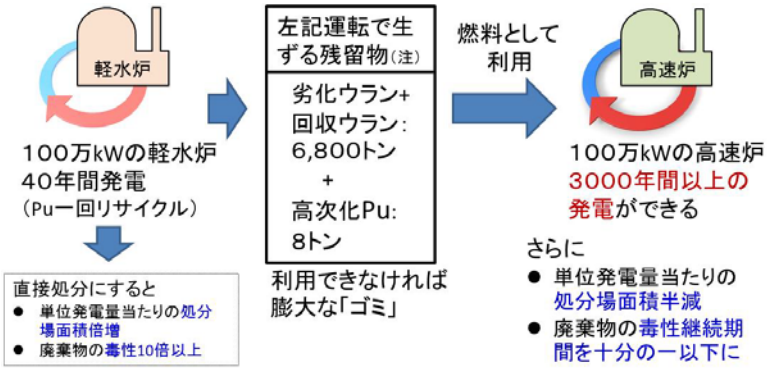
観点からは問題なく合格といえる。一方、高レベル廃棄物に着目すると、MA リサイクル型の高速増殖炉サイクルで発生するガラス固化体の単位発電量で規格化した発熱量は、軽水炉で発生するガラス固化体のそれの 6 割程度にしかならない。その結果、前者の場合に必要とする処分場面積は、後者の半分程度で済む。35GWe の発電を 100 年間続けた場合の処分場必要面積を極めて粗い概算で推定してみると、高速増殖炉サイクルでは、羽田空港の埋立地のおよそ 0.8 倍となる。1 世紀にわたる膨大な電力安定供給のツケ（処分場）がこの程度であれば、国民はそれを受容するであろうとの想定はあながち無謀とは言えまい。したがって、この程度であれば、永続的な処分の実施が可能とみなしてよいのではなかろうか。なお、軽水炉でも高速炉でも、燃料をリサイクル利用する場合は、再処理工程などからいわゆる「TRU 廃棄物」が発生し、それらの処分も考慮しなければならない、しかし TRU 廃棄物は、高レベル廃棄物に比べて発熱が小さいため、大量の廃棄物を一か所に集中して埋設することができる。したがって、高レベル廃棄物処分場面積の 1 %程度のスペースを与えれば、TRU 廃棄物はすべてそこに埋設することができる。

5. 高速増殖炉を売り込む新しい看板：「究極のゴミ焼却発電炉」

高速増殖炉は炉心とブランケットからなり、炉心にはウランで希釈したプルトニウムを燃料として装荷し、ブランケットには濃縮されていないウランを装荷する。炉心に装荷するプルトニウムには、軽水炉の MOX 使用済燃料から回収される低品位のプルトニウムでも利用できる。また、炉心の希釈やブランケットに使用するウランは、フレッシュな天然ウランである必要はなく、濃縮のテイルとして発生する劣化ウランや、再処理の回収ウランでよい。したがって、高速増殖炉サイクルでは、新規のウラン採鉱はまったく不要で、軽水炉時代に無用の残渣として残される膨大な量の劣化ウランや回収ウランと、軽水炉では再利用が困難な MOX 使用済燃料を燃料源とすることで、何千年にもわたる発電を可能とする。この関係を 100 万 kW 級の軽水炉 1 基 40 年間分の発電を基準に下図に示す。高速増殖炉は、軽水炉時代が残す膨大な核のゴミを燃料としながら電気を何千年にもわたって人類に供給できる「究極のゴミ焼却発電炉」なのである。軽水炉サイクルは後に膨大な負の遺産を残すが、後に高速増殖炉サイクルが続くことによって、その負の遺産がすべて発電用の燃料に生まれ変われる。また、軽水炉時代が残す MOX 使用済燃料は、高速増殖炉の立ち上げ期に必要となる大量のプルトニウムの貴重な供給源になる。

冒頭で述べたように、我が国は世紀を超えて原子力を安定的に利用し続けるための備えを必要としている。その備えとなるのが、MA リサイクル型高速増殖炉サイクルの開発・実用化である。なお、ここで MA リサイクルを求める目的は、廃棄物の毒性低減ではなく、処分場必要面積を抑えるための発熱源除去である。この場合、90%の MA 回収率が実現できれば十分であることを注記しておく。

これまで、高速増殖炉は、燃やした以上のプルトニウムを生産できる「夢の原子炉」と言われてきたが、再処理反対キャンペーンで、今やプルトニウムはすっかり悪者扱いされてしまっている。一方、高速増殖炉が持つ「究極のゴミ焼却発電炉」というもう一つの姿は、循環型社会形成が重要な社会命題となっている今日の時代ニーズに完全合致しており、はるかに世の中から共感が得らやすい。もんじゅ廃炉で、高速増殖炉に対する国民の期待は完全に地に落ちてしまった。そうした中で高速増殖炉サイクルの開発に弾みをつけるための「新しい看板」として、「究極のゴミ焼却発電炉」をアピールして行こうではないか。



高速増殖炉は「究極のゴミ焼却発電炉」

2019年秋の大会

新型炉部会セッション

今後の新型炉サイクル開発への提言（私たちの経験を踏まえて）

Proposition for the Future Development of the Advanced Fast Reactor Cycle (From Our Experience)

（2）高速炉開発への提言

−もんじゅの経験を踏まえて−

(2) Proposition for the fast reactor development (From my experience in Monju)

*柳澤　務[1]

[1]元　原子力機構

1. はじめに

高速原型炉もんじゅが 2016 年 12 月 21 日、原子力関係閣僚会議で「もんじゅの位置付けを見直し、原子炉としての運転再開はせず、今後廃止措置に移行するが今後も高速炉研究開発を継続していく」という方針が決定され、欧州、米、ロシアと異なり、高速炉発電プラントの本格的な運転経験を得るに至らなかった。今後の開発計画は、高速炉開発会議の下、戦略ワーキンググループで検討されているので、もんじゅプロジェクトでの経験からの教訓や、やり残したことを中心に整理してみて、今後の高速炉実用化への取り組みの足がかりに資すればと思う。

2. 高速炉開発とは

原子力発電は、核分裂反応でエネルギーを発生させ、水を蒸気にしてタービンで電気を起こすというより、地球（大地）から贈られたウランを繰り返し燃やしてエネルギーを利用し、廃棄物は大地へやさしく戻すシステムであると言える。そこに至るまでには色々な段階や方式がある。軽水炉から出発して高速炉へ繋いでいくのが基本であるが、例えば軽水炉段階で一区切りつけ立ち止まる考え、地球規模で軽水炉利用が定着され国際的に一段落してから次の段階に進む考え、濃縮ウランを使いながら高速炉技術を成熟させてからリサイクルする考え、高速炉を使いつつトリウム燃料まで拡大して利用する考えなど様々である。

しかしこのように考えることで、再処理、高レベル廃棄物処分などの課題も一括して俯瞰できることになり、原子力全体に対する社会との認識の共有がしやすくなる。

人類の営みが国連の SDG（持続可能な開発目標）に沿うことが求められ、当初から諸々の活動の後始末、廃棄物処分まで視野に入れた取り組みにより、経済性を備えた循環型社会を指向することになる。核燃料サイクルはこのシステムそのものであり、高速炉はそのリサイクルシステムの中核の役割をなし、1994 年の原子力長計では「リサイクル炉」という表現にもなっている。軽水炉での大量の劣化ウラン、使用済燃料を資源として再利用できる。また、高度な再処理技術により核分裂生成物の有用元素の回収、長半減期核種の核転換による安定化にも展開できる。

この循環型システムは、基本的には核反応による核種転換と各核種まで注目して利用、処理する核種分離という二つの技術によって支えられていると言える。高速炉を中核とした核燃料サイクルを支える学術科学は核種毎に扱うという意味で周期律工学とでも呼べる地球や宇宙の元素との対話である。

一方、高速炉開発の歴史をひもとくと、インドは高速炉と核爆弾（平和目的）の開発を併せて研究することに、仏では高速炉のブランケット燃料からは兵器級プルトニウムが取り出せることに関心があった。インドの高速炉開発は 1972 年 5 月臨界になったパルス型高速炉（Purnima）から出発した高速炉炉心の核特性把握と共に核爆弾の初歩的開発も行ったと言われ、プルトニウムに関する連鎖反応や臨界超過の動特性解析等に活用されたようである。非核兵器国がプルトニウム利用を行うには核不拡散や核セキュリティーに対し国際的にも意識して、より果敢かつ誠実に行動することが必要である。

原子力やプルトニウムを兵器として使わない、より進化した確固たる社会が望まれる。戦後やっと生まれた国連、NPT、軍縮諸条約、IAEA による査察制度など社会が原子力を取り込むために社会制度も変化してい

る。原子力の平和利用の分野でも開発と国際管理は車の両輪である。プルトニウム利用は広まる方向であり中国による原子力後発国への働きかけなどを考えると、各国のプルトニウム利用を国際管理の下、行われるべきであり、日本の主体的活動が求められる。

低炭素エネルギーシステムとして、費用対効果からみても、原子力発電の果たす役割は大きいが、ベースロード電源として軽水炉に続く第 4 世代システムとして大型高速炉が位置付けられる。また、熱供給、水素製造など原子力の多様なエネルギー源としても SMR などの技術開発により低炭素エネルギーシステムに貢献できる。

3. もんじゅプロジェクトの教訓

新しい技術の実用化を目指しての開発において、これまで馴染みのない技術を使いこなしていく場合、開発プロジェクト及びそれに携わる関係者に、新しい技術自体及びそれに対する向き合う姿勢、開発体制、社会への向き合い方などに関し、特別必要とされる慎重さ、謙虚さが十分でなかった。

新しい技術開発でつまずきがあれば、社会が心配することへの備え、構えができていなかった。開発当事者は新しい技術開発に挑戦する意気込みが強すぎることに引きずられ、社会への向き合い方への配慮が足りなかった。多様な人材と相当の陣容を整えておく必要があった。もんじゅは、試験、運転を通じて事故、トラブル、不具合等を経験し、原因究明、調査研究、対策、品質保証活動の改善、社会への説明責任を通じて、それらを克服しつつ、技術や人材、規制が育っていく道場とでも位置付けられるが、これらに応えられるような備え、構えが脆弱であった。

3-1. 政策面

(i) 実用化見通し

当初は高速炉実用化の見通しがもんじゅ運転 10 年後であった。この背景には米国で軍事用潜水艦の動力炉として、冷戦の厳しい情報管理の下で開発された軽水炉の成功の影響があったのではないか。

新型炉開発でも、多少の手戻りは覚悟しても、計画通りに進めればうまく行くだろうという意識が強かった。開発から社会に受け容れられるまでの実用化の道は相当困難であるという認識が、政策立案側、技術者側も十分でなかった。

(ii) 開発方針転換

もんじゅは 1995 年 12 月のナトリウム漏洩事故後、拙速に実証炉計画から実用化へ繋げるのではなく、国際的な技術開発、研究開発のセンターへと舵を切った。そこで、技術高度化、保全技術を中心とした技術開発部門を充実整備し、福井県エネルギー研究開発拠点化計画でも研究開発の重要な役割を担うようになった。しかし、スケジュールとして、早期にステップアップする方向に引きずられた。

(iii) プルトニウム利用計画

ATR ふげんはプルサーマルや高速炉によるプルトニウム利用が進まない中、25 年間 MOX 燃料の利用で東海の再処理、MOX 工場と連携しつつ、我が国のプルトニウム利用政策を支え続けた。大間の ATR 実証炉計画の中止に伴い、ふげんは運転停止に至り、この役割をもんじゅが引き継ぐこととなった。もんじゅは高速実証炉とセットで我が国のプルトニウム利用政策に直結した路線に乗っていた。事故後は、運転に支障が生ずると、プルトニウム利用計画が破綻するような短絡的な考え方にならないよう、包括的基本政策が必要であった。

(iv) 保障措置優良国

高速炉開発の歴史は核兵器との接点は多い。非核兵器国がプルトニウム利用を行うには、国際的にも意識して、より真剣な議論が継続的に必要なのではないか。あかつき丸によるプルトニウム輸送は国を挙げての画期的プロジェクトであったが、プルトニウム利用に伴う、インフラ、周辺技術を整備、充実し、国民にも広く、深く共有できるような政策が不足していた。プルトニウムが日本の国で現実に利用されているという実感が広まらないと国内外で理解は得られない。

3-2. 開発体制

(i) 長期停止による現場力の弱体化

当初は早期実用化の短期決戦型を想定したが、もんじゅナトリウム漏洩事故、東海アスファルト火災爆発

事故が続き、動燃の信頼は失墜した。電気事業者も実証炉の開発は容易ならざると、協力姿勢は弱まった。軽水炉等の現場経験を積んだ技術者の減少により現場力は弱体化した。また、プラントの運転が行えず、設計条件との対比、評価、マニュアルの改善なども十分ではなく、したがって、研究開発段階炉としての規制面からの配慮についての検討もできなかった。

(ii) 改革活動の風化

もんじゅの運営組織は、事故後の総点検、動燃改革、原研との原子力機構への統合等の改革を経てきた。新たな課題が追加されると、優先順位、取り組み姿勢に対する経営トップの判断は重要である。また、運営管理では計画に対する PDCA サイクルが基本となるが、特にチェックの段階が重要であり、根本に戻ってこのままで良いか等、本質的な監視が鍵である。そのために、現場ばかりでなく、経営層との一体的取り組みができるかがポイントとなる。

(iii) 完遂指向の体制

動燃設立当初はプロジェクト毎に専任の役員が就任していた。プロジェクト完遂の浸透が原点である。国のプロジェクトの長期化に伴う、国と地方の位置付けの合意形成やトラブル等により、監督官庁の役割が大きくなり、国が前面に立つことが多くなる。国が現場の指揮をとるのは難しく、昔の国鉄では総裁をおいて責任体制を明確にし、新幹線網のめどが付いて民営化したのは参考になるのではないか。もんじゅプロジェクトでは守備範囲が広く、現場ばかりでなく相当の覚悟をもって社会への細心の配慮、国際協力などプロジェクト推進を体現できる構えが必要であった。

3-3. 技術

(i) すべての活動が試験

もんじゅは研究開発段階の原子炉であり、規制も含めてすべての活動が新しい技術体系に対する試験であるという認識が徹底されなかった。実用炉のように経験を積んだ実績がある訳ではない。設定を変えたり、条件を変えたり、調整できるような計画作りで土俵ができる。そうすれば、規制側も新規の活動への対応が試験と位置付けられる。

(ii) ナトリウム技術

社会で馴染みのないナトリウム取扱技術への継続的な慎重さが不十分であった。地道な研究開発によって一定のレベルの基礎ができたと判断され、研究活動は縮小された。もんじゅナトリウム漏洩事故後、もんじゅに隣接してナトリウム研修棟を整備し、消防研究所との共同研究も進めた。常陽の火災事故からも新たな知見を得ている。

(iii) 他分野へのアンテナ

原子力以外のより広い技術分野へのアンテナ機能の備えが甘かった。軽水炉と異なり、高温であるが低圧であるという特徴がある。軽水炉中心の原子力業界とは異なる分野への関心、総合的に把握する視点をもち、それらの技術に関する交流や共同研究を行う積極的思考が必要であった。

(iv) 海外経験の反映

海外炉における貴重な経験の反映の仕方が不徹底であった。もんじゅの設計では、海外の高速炉や国内外軽水炉の運転経験での事故やトラブルの事例を活用するべく、情報入手と技術交流を行い、発生防止の対策を設備設計に反映させた。しかし、直接的原因の防止対策を行ったことで完了という意識で、起こった時の措置、備えを検討し、適応力の育成、訓練まで反映できなかった。運転再開にあたっては、事故、トラブル事例集を作成し、公開・活用を図った。

(v) 研究開発段階の保全計画

研究開発段階炉が備えるべき保全計画に対する準備が拙速であった。建設段階を終えていないのに、使用前検査において、屋外排気ダクトの腐食など保守管理上の問題が明らかになり、予防保全を基本とした計画的点検に基づく保全計画が必要であると認識した。保全計画は研究開発段階炉であることを考慮し、試行錯誤を重ねて充実させていくプロセスを科学的合理性をもって準備できなかった。こういう活動こそ、新しい技術体系への構えの真髄なのではないか。

3-4. 社会への対応

(i) 新しい技術体系への透明性不足

社会からの関心が高い原子力において、特にこれまでと異なる新しい技術体系の実用化に向けての開発、なかでも安全性に懸念が表明されている下では、技術開発の取り組みは透明性高く進めるべきである。原子力界には、技術開発は将来の重要な技術なので国家や専門家に任せているとの意識が強く、何度となく信頼性を大きく喪失してきている。もんじゅはビデオ隠しなどの不適切な対応から社会的な事件となり、動燃、サイクル機構、原子力機構に任せておけるかという組織信頼性が問われた。組織としての広聴、広報機能の構えが組織マネジメントとして極めて重要である。これらにより原子力界以外からも監視され、メディアへの喚起にもつなげていくことを経営理念に挙げるべきである。

(ii) 大学との連携

もんじゅを高速炉の国際研究開発拠点にすることは無論、新しい技術開発への挑戦を地元の技術向上にもつなげていく福井県エネルギー研究開発拠点化計画が実現したが、より発展した形を模索できたのではないか。特に大学の役割は地域では重要であり、新技術の社会での受容性の研究などで特色を出せることが期待された。

(iii) 地域振興策

国のプロジェクトとして、もんじゅが役割を果たすときの国と地方の関係も重要である。ATR ふげんは実証炉建設に向けて地元も運転を見守ってきたが、実証炉中止に伴い、ふげんの運転停止が地元との相談もなく決められ、国策への不信感となった。もんじゅも同じ轍を踏んだ。鉄道、道路等の公共事業の国による整備に関して、もんじゅもその渦中に巻き込まれた。予め地域社会に対する立地振興構想が検討されるような仕組みが必要ではないか。米国では国家環境政策法は連邦政府が関わるあらゆる行為に対し、社会的、経済的、倫理的な視点からも評価される。

4. 実用化への展開

原子力に対して、これ程閉塞感がある中、高速炉の実用化を進めることは容易なことではない。開発プロセスの社会との共有がどこまでできるかが、今後の鍵となる。

4-1. 高速炉の実用化とは

技術開発として、まず開発目標を達成することが基本となる。具体的には、GEN-IV で取り上げられているように安全性、経済性、持続可能性（資源有効利用、廃棄物など環境保全)、核拡散抵抗性が目標となる。

次に、社会からの以下のような要請に応えていくことが求められる。実際に立地が決まり、建設、運転に至るプロセスが推進される要件となる。

(i) 安全性の納得、規制手続きの整備
(ii) 供給安定性、信頼性
(iii) 社会が受け容れる経済性
(iv) 産業活動の達成
(v) プルトニウム管理が心配ない
(vi) 燃料供給、使用済燃料、廃棄物処理の整備
(vii) 国際的規範に沿っている
(viii) 若い人の仕事
(ix) 実施体制の信頼性

4-2. 実用化をめざして

我が国は欧州、米、ロシアとは異なり、高速炉発電プラントの本格的な運転経験がない。実用化に向けて、産業界、社会に受け容れられるかどうか、死の谷を乗り越える重要なステップである。すなわち、開発当事者、規制、社会が様々な経験を蓄積する機会を用意しないといけない。もんじゅがやり残したことを冷静に整理、抽出しておくことが必要である。

高速炉のような新型炉開発の実用化では、取り組みの大半は規制の仕組み、安全確保の体系を整えることであり、相当な期間の運転、試験の実績が必要となる。

もんじゅでの経験をあきらめるなら、その代わりに海外炉の生きた運転経験を我が事ととらえる位の覚悟

が求められる。豊富な運転経験のロシア、実験炉ながら様々な試験も行っているインド、中国との技術交流の道を、容易なことではないが何としてでも探る気概をもってほしい。もんじゅのナトリウム漏洩事故後の改造では旧ソ連の BN-350 との技術交流、常陽のトラブルの解決ではインドの実験炉 FBTR との技術交流により知見を得たりしている。

また、もんじゅ施設を国際的な FBR 研修センターとして海外との交流もできないか。海外高速炉の運転・保守経験成果の集約、データベース化をはじめとして、もんじゅの実機設備を、停止されている状況の下、研究・研修材料にして、実物を調査・評価研究の対象あるいは海外にも開かれた若手技術者・学生への研修の場として活用できよう。また供用期間中検査などの機器の検査は、実機条件下での動作・操作試験により保全技術の高度化が図れる絶好のチャンスだ。

また、シミュレーターによる運転技術の高度化や事故、トラブル事象の研究や事故トラブル事例集の拡大・深化なども忘れてはいけない。プラントが廃止措置に向かっているからこそ、実現できる研究、技術開発があるだろう。

さらに、もんじゅの「マネジメント」を原点に戻って検討、再構築し、新しい技術体系開発の要塞化を図り、新たな技術開発成果を反映し、改良を加えて再利用についてきちんと検討したらどうであろうか。

4-3. プロジェクト推進

実用化を目指すプロジェクトの進め方として、バトンタッチ方式で良いのかという問いかけがなされてきた。実用化に向けて、産業界、社会に受け容れられるかどうか、死の谷を越えられるかどうかである。まず計画されたプロジェクトの全力での完遂が何より重要である。これまでは原型炉段階の完遂を重要なホールドポイントとしつつも、実用化への開発プログラムが先走っていた。原型炉が設計を終え、建設に入る段階から科学技術政策でなく産業改策の一環として位置付け直して民間の主体的参入を促す方策が考えられたかもしれない。設計期間全体を研究開発主体と建設・運転主体の併走期間として技術移転の観点や国の政策体系の中に適切に位置付けるチェック・アンド・レビューも行えた。プロジェクト運営の本質的課題である。

4-4. プルトニウム政策

我が国は資源に乏しい島国のエネルギー確保のためプルトニウム利用を目指す核燃料サイクルが国際的に認められてきた。核拡散防止の原点に立ち、プルトニウム利用計画や貯蔵の透明性を含め、積極的な工夫が必要である。

我が国は現在、プルトニウム利用の主流はプルサーマルであり、使用済 MOX を中間貯蔵し、高速炉利用とセットにする戦略とすべきである。MOX の使用済燃料は六ヶ所の再処理の対象になっていない。高速炉サイクルまで保管するには国が前面に立ち、中間貯蔵を明示する必要がある。そのためには、MOX 使用済燃料を再処理し、プルトニウム利用する高速炉の開発戦略を提示しない限り、中間貯蔵の立地も進まない。

4-5. 学会への期待

もんじゅ廃止決定を審議した高速炉開発会議は、経産、文科両大臣、関連三機関の代表者のみで構成され、学会の見解や地元の意向も取り込んだ議論もなかった。廃止決定に際し「もんじゅはプロジェクトの『技術的な内容』に問題があったというよりむしろ、保全実施体制や人材育成、関係者の責任問題など『マネジメント』に問題があった。とりわけ『最先端の研究開発』と『安全な発電事業の実施』という二つの性格が異なる要素が混在する難しいプロジェクト」と述べている。実用化を目指した新型炉開発の本質的課題の問いかけである。併せて、実証炉以降の開発に資する様々な成果知見が蓄積され、燃料供給等関連技術、人材育成基盤の成果も得られているとしている。まだやり残したことは多く、これらの議論は十分吟味されてはいない。原型炉のもんじゅを廃止決定した以上、これらの議論を冷静、客観的にまとめられるのは学会の重要な役割であろう。将来、次世代システムの研究開発から実用化段階へ進める上で、十分配慮できるようにしておくためにも。

*Tsutomu Yanagisawa[1]

[1]JAEA (retired)

2019年秋の大会

新型炉部会セッション

今後の新型炉サイクル開発への提言（私たちの経験を踏まえて）

Proposition for the Future Development of the Advanced Fast Reactor Cycle (From Our Experience)

(３)高温ガス炉開発への提言

(3) Proposition for the high-temperature gas-cooled reactor development

*伊与久　達夫[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

高温工学試験研究炉(HTTR: High Temperature Engineering Test Reactor)[1]は、熱出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950℃(最高)の被覆粒子燃料・黒鉛減速ヘリウムガス冷却型の、我が国初の高温ガス炉である。日本原子力研究開発機構(原子力機構)は、HTTR を中核施設として、高温ガス炉技術基盤の確立と技術の高度化、核熱利用の新たな利用分野を拓くための研究開発を推進している。

現在、高温ガス炉開発は、平成 30 年 7 月に閣議決定された第 5 次エネルギー基本計画で謳われている「水素製造を含めた多様な産業利用が見込まれ、固有の安全性を有する高温ガス炉など、安全性の高度化に貢献する技術開発を、海外市場の動向を見据えつつ国際協力の下で推進する」に沿って実施している。海外の高温ガス炉開発の動向や日本(原子力機構)との国際協力の具体的内容、及び今後の研究開発課題について、2019 年春の年会での新型炉部会セッション「新型炉の国際協力の現状と今後の研究開発課題(イノベーションの創出)」で報告されている[2,3]。

筆者は 1979 年旧日本原子力研究所(旧原研)に入所以来、一貫して高温ガス炉開発に従事し、HTTR の設計から供用運転まで経験した。その経験を踏まえて今後の高温ガス炉開発に向けて提言する。

2. 高温ガス炉の特長

高温ガス炉は、①冷却材には化学的に不活性なヘリウムガスを用いているため、冷却材が燃料や構造材と化学反応を起こさないこと、②燃料被覆材にセラミックスを用いているため、燃料が 1600℃の高温に耐え、核分裂生成物の保持能力に優れていること、③出力密度が低く(軽水炉に比べ 1 桁程度低い)、炉心に多量の黒鉛等を用いているため、万一の事故に際しても炉心温度の変化が緩やかで、燃料の健全性が損なわれる温度に至らないこと等の固有の特性による安全性（高温ガス炉固有の安全性）に優れた原子炉である。また、900℃を超える高温の熱を原子炉から取り出せることから、熱効率に優れるとともに、水素製造等の発電以外での利用など原子力の利用分野の拡大に役立つ原子炉--である。

3. HTTR の概要

3-1 HTTR の歴史

HTTR 開発の歴史を示したのが図 1 である。高温ガス炉開発を開始したのが 1969 年(昭和 44 年)と古く、当初は原子力製鉄等を目的とした多目的高温ガス実験炉であった。その後、紆余曲折を経て 1987 年(昭和 62 年)原子力委員会が示した「原子力開発利用長期計画」で HTTR の建設が認められた。

HTTR は、多目的高温ガス実験炉の研究開発の成果等を基にして開発を進め、1991 年 3 月着工、1998 年 11 月 10 日初臨界、2001 年 12 月 7 日最大熱出力 30MW・原子炉出口冷却材温度 850℃を達成し、850℃の定格運転での使用前検査合格証を 2002 年 3 月 6 日に取得した。その後、高温ガス炉固有の安全性を実証する試験を開始した。また、2004 年 4 月 19 日に原子炉出口冷却材温度 950℃を達成し、2010 年 3 月には高温連続運転(50 日間/950℃)を成功裏に完遂した。さらに、国際共同研究(OECD/NEA)プロジェクトとして初期出力 30％(9MW)の状態から炉心冷却材流量がゼロになる安全性実証試験を行い、図 1 右上に示すように高温ガス炉の優れた安全性を実炉により実証した[4]。

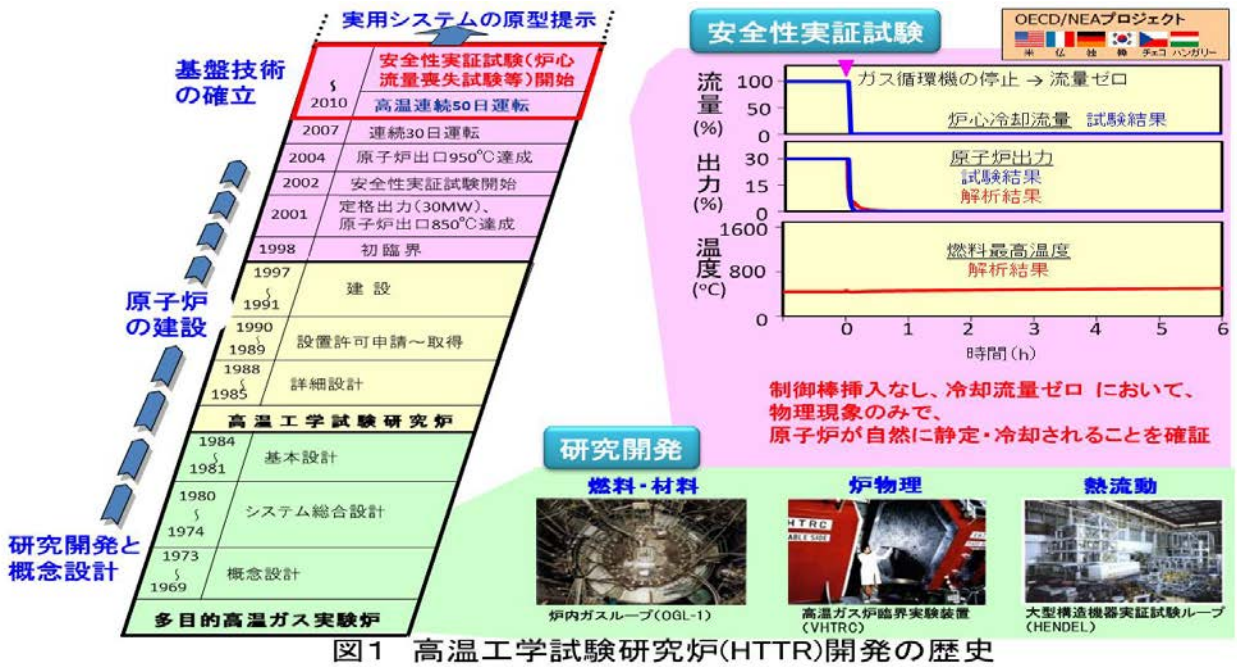


図1 高温工学試験研究炉(HTTR)開発の歴史

3-2 HTTR での工夫

(1) 設計段階

HTTR は世界で初めて 950℃の高温ガスを炉外に取出すために、耐熱性に優れた燃料・材料の開発、炉工学・熱流動・計測制御等の幅広い分野で研究開発を推進し、HTTR の建設に繋げた[5]。開発した燃料・材料とそれに起因した課題への主な対応策を表 1 に示す。筆者は主に黒鉛材の設計に従事した。

表 1 耐熱性に優れた材料開発とそれに起因した課題への対応策

HTTRの材料	材料に起因した課題	主要な対応策
燃料:被覆粒子燃料 (SiC等のｾﾗﾐｯｸｽで被覆)	製造時の破損が避けられない。 受入検査基準がない。	・燃料破損を許容、炉心設計での燃料最高温度低減策 ・受入検査基準を策定し製造時の品質管理を強化
冷却材:ヘリウムガス	軽く、漏れやすい。	・漏洩防止策(ｼｰﾙ溶接、Ωｼｰﾙ、ﾗﾌﾟﾁｬｰﾃﾞｨｽｸ等) ・検知法(Heﾘｰｸﾃﾞｨﾃｸﾀｰ、AE/光ﾌｧｲﾊﾞｰ等)【R&D】
減速材:黒鉛 断熱材:炭素、カウール	強度評価・受入検査の基準がない。 不純物ガスを1次系内に放出。	・黒鉛構造設計方針を策定 ・受入検査基準を策定し製造時の品質管理を強化。据付時の清浄度管理。運転初期での不純物除去運転等
鋼材(圧力バウンダリ) ①2・1/4Cr・1Mo鋼NT材 ②ハステロイ-XR ③ｵｰｽﾃﾅｲﾄ系ｽﾃﾝﾚｽ鋼	使用温度が制限される。 高温域の強度評価基準がない。	・部材毎に使用温度を制限 (事故時の制限:①550℃、②1000℃、③650℃) ・高温構造設計方針を策定 ・運転時は熱負荷を考慮した起動/停止操作等
制御棒(制御材B_4C/C) 被覆管:アロイ800H	被覆管の使用温度制限。 (炉内照射下:900℃以下)	スクラム時制御棒の2段階挿入 (スクラム直後、低温領域のみに制御棒を挿入)

(2) 建設・運転段階

HTTR の設置目的及び予算的な制約から、契約はターンキー方式でなく設備・機器等の据付後に引取り、燃料装荷前の系統別/総合機能試験(KKS/SKS)、燃料を装荷しながらの臨界試験及び出力上昇試験は、研究開発の一環として、試験計画書・手順書の作成から試験の実施及び評価まで、建設メーカの協力を得て職員自らが行った。試験は、高温ガス炉の特殊性を考慮して早期に施設の不具合や異常を検知できるように計画した。具体的には、高温ガス炉は冷却材に軽くて漏れやすいヘリウムガスを用い、他炉に比べて高温領域になることから、KKS/SKS から出力上昇試験に亘って、①ヘリウム漏れ、②熱漏れ(ホットストリーク等)及び③放射線漏れの現象に細心の注意を払い、これらに起因した故障等を早期に検知できる試験計画とした。図２に出力上昇試験の実績を示す。

経験した主な不具合事象は、KKS/SKS 時の 1 次上部遮蔽体コンクリートの想定外の温度上昇と、出力上昇試験時の炉内構造物である炉心支持板の想定外の温度上昇で、研究者と技術者が一体となって原因を究明し対策を講じ、その有効性を確認した。

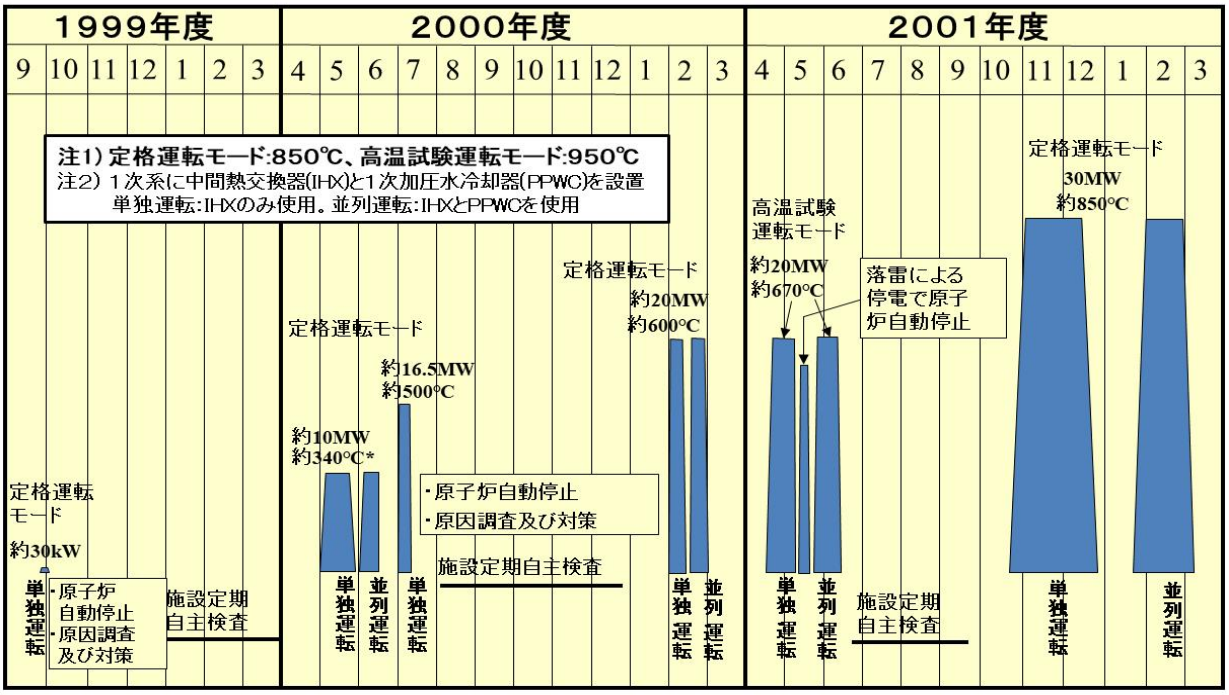


図2 HTTR出力上昇試験の実績

4. HTTR での経験

3 章で述べた HTTR の設計から供用運転までででトピックス的内容を、筆者の経験を踏まえて示す。

(A) 設計段階：設計データの整備

高温ガス炉の研究開発を行う部署が、HTTR の設計データを取得することとなっていたが、研究者は往々にして先端的な研究を指向するため、設計に必要なデータ取得に問題が生じる恐れがあった。このため、各々の設計担当者が、それに対応する研究室に割当てられ、設計に必要なデータが所定の時期に取得できるよう管理した(担当者ベースでの相互コミュニケーションを促進)。

(B) 設計段階：規格・基準類の策定

HTTR は我が国初の高温ガス炉であるため、安全基準の他、黒鉛、高温材料等の規格・基準類を自らが整備する必要があった。ここでは、黒鉛の構造設計方針と受入検査基準について紹介する。

黒鉛構造物は、要求される安全機能レベルの違い、交換可能性等を考慮して、炉心支持黒鉛構造物と炉心黒鉛構造物に大別して構造設計方針を策定した。本設計方針(技術基準)は、事業者側と規制側が個別に策定している。その策定までの大きな流れは；

(1) 事業者側(旧原研)において、設計部署と研究部署が協力して設計方針案を作成
(2) それを、メーカの技術者、大学教授等の外部有識者(材料や構造設計等の専門家)を含めて検討
(3) (2)の有識者からの意見等を踏まえて事業者の設計方針を策定し公開[6]
(4) 規制側は、安全審査においては、(3)の設計方針の基本的考え方の妥当性を審査
(5) 規制側は、事業者の設計方針をベースに、(2)の有識者とは別の有識者に検討させる
(6) 規制側は、(5)の有識者からの意見等を踏まえて規制側の技術基準を策定(内規)

この流れで規格・基準類を策定すると、期間が長くなることと、技術的に保守的な傾向になる。

一方、黒鉛材料の受入検査基準の策定において、当時の黒鉛製造メーカ等の窯業界は閉鎖的な社会で、素材から製品になる工程での検査項目の選定とその判定基準の設定は困難を極めた。また、黒鉛構造物に含まれる有害な欠陥をどのように排除するかが大きな問題となった。東海 1 号炉(マグノックス炉)の受入検査では、全数黒鉛ブロックに強度試験を実施した[7]。しかしながら、受入検査で負荷すると強度が低下する可能性があることから、HTTR では非破壊的方法を選択した。黒鉛材料の非破壊検査技術は確立されていなかったため、非破壊試験の専門家や関連会社(黒鉛製造や黒鉛構造設計担当)の協力を得て、HTTR に使用する黒鉛材料を対象に、その具体的な検査方法や判定基準を定めた[8]。

(C) KKS/SKS

KKS/SKS は、建設メーカの専門家をスーパーバイザーとして、職員自らが試験計画書・手順書を作成するとともに、一部職員が運転員として直勤務体制で試験を実施した。機器等の調整不足、初期故障、誤操作等で不具合事象が多発した。これらの不具合事象も技術開発の一環として分析・評価し対策を講じ、それを系統的に整理した。本試験中の最大のトラブルが 1 次上部遮蔽体コンクリートの想定外の温度上昇で、研究者と一体となって、この原因を究明し、対策を施し、燃料装荷前にその効果を確認した。

(D) 臨界試験

HTTR の炉心は燃料体 30 カラム(1 カラムに 5 つの燃料体ブロック)で構成しており、臨界試験は外周部の燃料を装荷しながら実施し、19 カラムの環状炉心で初臨界を達成した。本試験での問題点は①燃料交換機の不具合と、②臨界カラム数の予測がズレたことである。

①は、燃料交換機の性能確認を、実際の燃料貯蔵設備、原子炉本体等を使用しないで実施したことから、燃料交換機の調整等が十分でなく、装荷初日でトラブルを発生するなど調整・補修に数ヶ月要した。

②は、中心から燃料を装荷するのでなく、より計算が難しい環状炉心での初臨界を計画したことや、最初に炉心に装荷したダミー燃料体中の不純物量等を適切に考慮していなかったため、実際より少ない燃料カラム数で初臨界になると計算していた。このため、燃料装荷を一時中断し、再度、計算による初臨界量(燃料カラム数)を見直して[9]から燃料装荷を開始した。

(E) 出力上昇試験

HTTR は原子炉出口冷却材温度が 850℃と 950℃の２つの運転モードがあり、先ず 850℃の出力上昇試験で使用前検査合格証を取得し、2 年程度の運転経験を積んで 950℃を達成した。ここでは、850℃の出力上昇試験について述べる。

試験は図 2 に示すように、出力が低出力、中間出力及び高出力(定格出力)と 3 段階に分けて、数多くの試験を実施するとともに、設備・機器等の性能を確認(不具合の有無も確認)しながら定格出力を達成させた。出力上昇試験の実施体制では、運転班とは別に試験班を設けた。試験班は研究開発を担当する課員で構成し、運転班と試験内容を相互確認して試験データを取得・評価して、当日試験日報を作成し、関係者に周知した。本試験でも種々の不具合が発生し、それを解決しながら試験を進めた。大きな問題は、炉内構造物である炉心支持板の想定外の温度上昇で、この原因究明のため、図２に示すように、新たに中間出力の高温試験運転モードの出力上昇試験を計画した。本試験で現象を究明し、対策を施した。

(F) 運転・保守（新規制基準以前の経験）

HTTR の運転手引は、運転員自らが作成し、KKS/SKS 等での運転実績を反映させて改善・改良を図った。現在でも、1 サイクルの運転終了後には、運転班長が中心となって、運転手引を見直している。運転手引は、設備・機器の状態や運転員の技能、QA 文書の変更等が影響するので、常に見直しが必要となる。

原子炉施設の保守は、建設メーカから設備・機器を引取ってから行っているので、二十年以上原子力機構が実施している。HTTR では運転員が各々チームに分かれ原子炉施設の保守も担当している。数々の故障・トラブルを経験し、その対策等を施し、それをまとめての外部への発表、技術報告書の作成等、高温ガス炉技術の蓄積に努めた。また、規制対応を確実に行い、安全確保を最優先に施設を維持管理した。

(G) 安全性実証試験

高温ガス炉固有の安全性を実証する試験は、反応度の投入と冷却能力の喪失を模擬した。冷却能力の喪失を模擬する試験として最も厳しい条件が、炉心流量喪失と炉心冷却系喪失である。これらの試験を、高温ガス炉の研究開発を行っている部署と一緒に、原子力機構の安全研究センターの協力を得て、国際共同研究(OECD/NEA-LOFC)プロジェクトとした。本プロジェクトで計画した３つある試験のうち、1 つの試験を実施した[4]後、東北地方太平洋沖地震が発生。残り 2 つの試験は、運転再開後に行う計画である。

5. 経験に基づく提言

これ迄の HTTR での経験を踏まえて、今後、高温ガス炉開発を牽引する人達に提言(お願)する。

【提言１】今後の高温ガス炉開発において、**HTTR を中核施設と位置付け**、それを積極的に活用

高温ガス炉プロジェクトを推進するに際して、その象徴となる施設が存在することで、HTTR の設計・建設に携わったメーカの技術力を維持でき、国内のみならず海外も含めた技術者・研究者を吸引する力が強まる。国内外の高温ガス炉開発を促進することが期待される。

【提言 2】プロジェクトに従事する技術者・研究者が、**自発的にマイプラント意識**を持てるよう指導

プロジェクトを推進するのは“人”で、そのプロジェクトが原子力基本法の目的に則っていれば、それを積極的(自発的)に推進する技術者や研究者は存在する。(A)から(G)までの経験で再認識した。

【提言 3】研究者の研究意欲を損なわないようにして、施設の保守・運転・試験を経験させる

(C)から(E)の経験等から、施設の維持管理や試験を経験させることで、研究成果がどのように活かされるか、また、現場で新たな研究テーマを見つけられる可能性もある。研究目的が明確になる。

【提言 4】規格・基準類等は学会や国際機関を有効に活用し、過度な保守性を排除(安全性と経済性の両立)、及び最新の知見・実績を短期間でスムーズに反映できるように

(B)の経験等から、高温ガス炉で必要となる規格・基準類等は、学会等で検討することで、技術的妥当性や信頼性が確保できる。黒鉛構造設計方針について、原子力学会で特別専門委員会を 2008 年度に設立して検討したことは良い事例。また、黒鉛材は長期に亘ると一部の特性が僅かに変化すること(HTTR で経験)があり、受入検査の判定値は、購入する前に検討する必要がある。

【提言 5】施設の立上げに際しては、労務管理を確実に行い、施設の特殊性を考慮した運転・試験計画を立案し、一歩一歩慎重に進める

(C)から(E)の経験等から、不具合対応時には特定の個人に作業が集中するので、作業管理や労務管理を工夫する必要がある(組合対応含む)。初期の運転・試験では、確実に故障・トラブルは発生するので、施設の特殊性を考慮して(2.2 節の(2)で示した①He 漏れ、②熱漏れ、③放射線漏れ)、出来るだけ早期に異常を検知し、効率的に対策が施せる計画に。

【提言 6】施設の維持管理担当者には、規制組織や推進組織での業務を経験させ、幅広い視野をもたせる

(F)の経験等から、トラブル対応等において、保安の観点から規制側へ、研究計画の変更や対策費の工面等で推進側へ説明し、了解を得る必要があり、現場でも両者の考え(ロジック)を身に着けさせる。

【提言 7】“国際協力の下で推進”するためにも、HTTR の運転・試験を海外の方が経験できる工夫を

海外の技術者が HTTR の運転員になることは保安上の要求等で厳しいが、HTTR を教育訓練に使用できるよう許可を変更することで、海外の研究者・技術者を HTTR で教育訓練できる。

6. おわりに

高温ガス炉開発は長く、その研究成果に基づき HTTR を建設し、それを活用して高温ガス炉の研究開発を実施してきている。ここでは、HTTR の設計から供用運転までの筆者の経験を踏まえて、主観的ではあるが、今後の高温ガス炉開発への提言を述べた。

最後に、高温ガス炉開発が国際協力の下で推進され、日本のエネルギー安全保障に貢献することを願う。

参考文献

(1) S. Saito, et al., JAERI 1332(1994).
(2)(3) : 日本原子力学会 2019 年春の年会, 新型炉部会セッション, (2)浅野, 1J_PL03, (3)大橋, 1J_P04
(4) K. Takamatsu, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 51, Nos.11-12(2014).
(5) 齋藤他, 原子力誌, Vol.32, No.9(1990).
(6) 大洗研究所高温工学試験研究炉設計室他, JAERI M89-006(1989).
(7) 豊田他, JAERI-M 91-102(1991).
(8) 大岡他, JAERI-M 93-003(1993).
(9) 藤本他, 原子力誌, Vol.42, No.5(2000).

*Tatsuo Iyoku
Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced reactor division

[2J_PL] Proposition for the future development of the advanced fast reactor cycle (from our experience)

Chair:Shoji Kotake(japc)

Thu. Sep 12, 2019 12:40 PM - 2:30 PM Room J (Common Education Bildg. 2F D22)

[2J_PL04]Discussion

新型炉の実用化開発を進めているロシア、インド、中国などの国々がある一方、軽水炉を含む他のエネルギー資源の動向と新型炉の民間提案の多様な炉概念の研究開発を進めている米国や英国がある。2011 年の東京電力福島第一原子力発電所事故以降、我が国は原子力発電への依存度を可能な限り低減するとの政策判断により、将来の新型炉開発は不透明になっている。本セッションでは、新型炉燃料サイクルの黎明期を支えた原子力研究者ＯＢに、数十年の経験を踏まえて、今後の開発に対する提言を頂き、今後の新型炉開発について討論を行う。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J10-14] Experiment & Analysis

Chair:Atsushi Sakon(Kindai Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2J10] Experiment of the Third-Order Neutron Correlation Technique for Non-Multiplication System

*Tomohiro Endo[1], Sho Imai[1], Kenichi Watanabe[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya University)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2J11] γ ray count rates from ^{238}U(n,γ) and fission reactions depending on system average ^{235}U enrichment

Yasushi Nauchi[1], Shunsuke Sato[1], *Motomu Suzuki[1], Tadafumi Sano[2], Hironobu Unesaki[2] (1. CRIEPI, 2. KURNS)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2J12] Minimum value of the α-mode eigenvalue of an accelerator driven system.

*Ryota Katano[1] (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2J13] Critical Experiment of Thorium Loaded Core at KUCA
(3)Sensitivity analysis of B2/8”p17EU-Th-EU core and next critical experimental core at KUCA

*Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[2], Yoshiyuki Takahashi[2], Hironobu Unesaki[2] (1. Kindai Univ., 2. Kyoto Univ.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2J14] Application of the continuous energy Monte Carlo calculation code MVP-3 to analysis of dynamic parameters of LWR UO_2 and MOX critical test cores

*Toru Yamamoto[1], Daiki Iwahashi[1], Tomohiro Sakai[1] (1. NRA)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

非増倍体系での三次中性子相関法実験

Experiment of the Third-Order Neutron Correlation Technique for Non-Multiplication System

*遠藤 知弘[1]，今井 頌[1]，渡辺 賢一[1]，山本 章夫[1]

[1]名古屋大学

^{252}Cf 中性子源周りをポリエチレンで囲んだ体系について炉雑音測定実験を実施した。三次中性子相関法により、非増倍体系における中性子相関比の値が「臨界状態の固有数 3」とは差があること確認した。

キーワード：炉雑音，三次中性子相関法，二分木，二重階乗，非増倍体系

1. 緒言　体系内の詳細な情報が不明な場合を対象とした未臨界度測定手法として、三次中性子相関法の研究を進めている。本手法では、定常状態における零出力の炉雑音を測定し二次・三次中性子相関量$Y, \mathcal{Y}_3$を求める。中性子相関比$\mathcal{Y}_3/Y^2$の飽和値は、臨界近傍であれば如何なる体系でも固有数 3 となるため、$\mathcal{Y}_3/Y^2$の比と固有数 3 の差異を分析することで未臨界度の絶対値が概算できる[1]。これまでに、運転停止状態の京都大学臨界集合体実験装置で実施した炉雑音測定より、中性子増倍体系では$\mathcal{Y}_3/Y^2$の比が 3 に近いことを確認した。一方、核分裂性物質の無い非増倍体系については、中性子輸送モンテカルロ計算による仮想的な炉雑音実験のみで検証しており、実際の測定による検討が今後の課題となっていた。そこで本研究では、^{252}Cf 中性子源周りをポリエチレンで囲んだ非増倍体系について炉雑音測定を行い、三次中性子相関法の適用を試みた。

2. 理論　検出時間幅 T について中性子計数の時系列データ$C_i(T)$を測定する$(1 \le i \le N)$。これらについて平均、分散、3 次モーメントを求めることで、二次、三次中性子相関量$Y(T), \mathcal{Y}_3(T)$を求める。検出時間幅Tが即発中性子減衰定数αの逆数$1/\alpha$に比べて十分大きくなるにつれて、中性子相関比$\mathcal{Y}_3(T)/Y^2(T)$は(1)式で示した値に収束する。ただし、(1)式において臨界状態近傍を想定し、基本モード成分が優越であると近似している。

$$\lim_{T\to\infty}\frac{\mathcal{Y}_3(T)}{Y(T)} \approx 3 + \frac{\mathcal{F}_1}{\mathcal{F}_2}\left(\frac{\mathcal{F}_3}{\mathcal{F}_2} - 3\frac{\mathcal{S}_2}{\mathcal{S}_1}\right)(-\rho) \cdots (1)$$

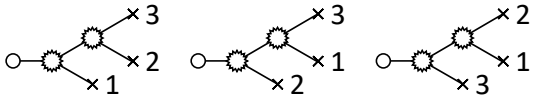


図 1 核分裂反応による中性子家系の分岐

$-\rho \to 0$の臨界状態を考えた場合、$\mathcal{Y}_3(T)/Y^2(T)$は固有数 3 となる。この値は、核分裂反応によって家系が 2 又に 2 回分岐して 3 個の中性子トリオが検出される過程に対応し、二重階乗で計算される「二分木の組み合わせ数」$(2\times3-3)!! = 3$と等しい。(1)式より、比$\mathcal{Y}_3(T)/Y^2(T)$の固有数 3 からの差を調べることで、未臨界度$(-\rho)$の深さを測ることが可能となる。^{252}Cf のみの非増倍体系の場合には、自発核分裂のみで家系が分岐するため、中性子相関比は$\langle q\rangle\langle q(q-1)(q-2)\rangle/\langle q(q-1)\rangle^2 \approx 0.83$に収束すると理論的に予測された。

3. 結果　中性子回折実験用に作製された小型・大立体角の TRUST Eu:LiCAF 検出器を用いて、^{252}Cf 中性子源周りをポリエチレンで囲んだ体系(図 2)において、約 1.9 日の炉雑音測定を実施した。図 3 の測定結果より、非増倍体系では中性子相関比が固有数 3 とは差があることを確認できた。ただし、理論による予測値 0.83 とは異なったため、今後は検出器不感時間の影響を考慮した理論式の導出に取り組む。

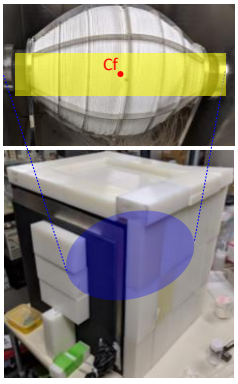


図 2 実験体系

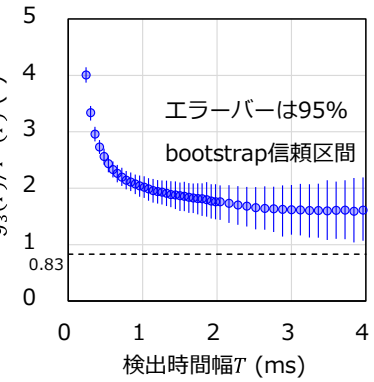


図 3 中性子相関比の測定結果

参考文献　[1] T. Endo, et al., *J. Nucl. Sci. Technol.*, **56**(4), pp.322–336 (2019).　**謝辞**　本研究は JSPS 科研費(19K05328)の助成による。

* Tomohiro Endo[1], Sho Imai[1], Kenichi Watanabe[1] and Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

^{238}U 中性子捕獲γ線と核分裂即発γ線計数率比の ^{235}U 濃縮度依存性

γ ray count rates from ^{238}U(n,γ) and fission reactions depending on system average ^{235}U enrichment

名内 泰志[1]，佐藤 駿介[1]、鈴木 求[1*]、佐野忠史[2※]、宇根崎博信[2]
[1]電中研，[2]京大複合研

KUCA にて 93wt%-^{235}U 濃縮度 U-Al 合金燃料と天然ウラン金属燃料を組み合わせた平均 ^{235}U 濃縮度 3.1、5.4wt%の未臨界体系を構築し、Am-Be 中性子源を用い体系外でのγ線スペクトルを測定した。^{238}U の中性子捕獲γ線と核分裂γ線の計数率比の濃縮度による変化は、^{238}U/^{235}U 数密度比の変化とよく整合した。

キーワード： ^{238}U(n,γ), fission prompt γ ray, Neutron induced γ ray spectroscopy, ^{235}U enrichment, Am-Be

1. 緒言

使用済燃料の輸送･保管の合理化に燃焼度クレジット(BUC)の導入が期待されるが、その際、^{235}U を代表とする核分裂性核種濃縮度の燃焼による損耗を測定で確認することが求められている。しかし損耗量や残存量を直接確認する手段はない。これに対し、KUCA の未照射燃料を用いた実験で、中性子照射γ線スペクトル測定(NIGS)により核分裂即発γ線[1]と ^{238}U(n,γ)γ線[2]を測定できることを確認した。本報告では KUCA で平均 ^{235}U 濃縮度を変えた体系に対し NIGS 測定を行い、γ線計数率比の濃縮度依存性を調査した。

2. 実験

KUCA-A 架台において、93wt%-^{235}U 濃縮度 U-Al 燃料と天然ウラン燃料板を組み合わせ平均 ^{235}U 濃縮度 3.1wt%と 5.4wt%の体系を作成した。先報[2]に比べ ^{238}U(n,γ)反応からの 4060keV γ線の計数率の統計精度を改善するため、未臨界体系の中央に原子炉起動用 Am-Be 中性子源を設置した。燃料の外側は厚さ 35cm 強のポリエチレン遮蔽体を設けて中性子を吸収することとし、その外に中性子源と同じ高さに相対効率 35%の HP-Ge 検出器を設置してγ線スペクトルを測定した(図 1)。Am-Be 中性子源を用いることで ^{9}Be(α,n')^{12m}C の脱励起γ線が発生するが、この影響を緩和するため、Am-Be 中性子源と HP-Ge 検出器を結ぶ線上に Pb-Bi のγ線遮蔽体を厚さ約 15cm 配置した。

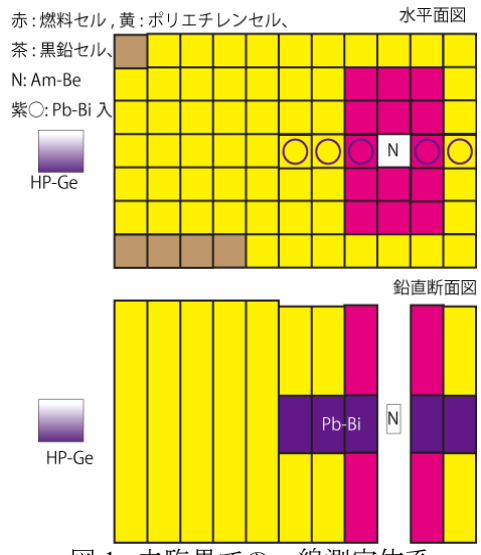


図 1: 未臨界でのγ線測定体系

3. 結果

測定したγ線スペクトルを図 2 に示す。4437keV の ^{12m}C の脱励起γ線の成分は有意であり、そのコンプトン散乱成分が重畳しているものの、4060keV のピーク成分を計数することができた。4437keV より低波高では同γ線のコンプトン散乱の計数率が優位であり、また図 2 の範囲外だが、6MeV 以上の波高では Al(n,γ)反応の成分が優位である。このため 4600keV～5000keV 領域を核分裂即発ガンマ線の優位な領域とし、計数率を評価した。^{238}U の中性子捕獲γ線(4060keV)と核分裂γ線計数率の比の濃縮度による変化を表 1 に示す。計数率比の変化は ^{238}U/^{235}U の数密度比の変化とよく合致した。本結果は NIGS の濃縮度測定への有効性を示唆している。

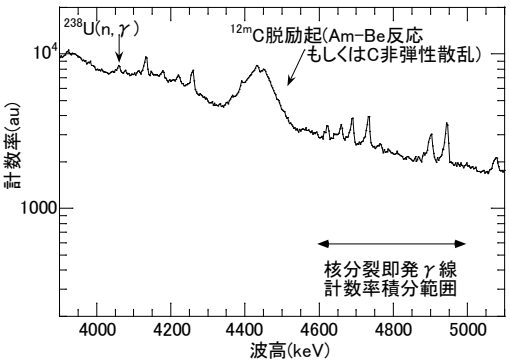


図 2: 濃縮度 5.4%体系の NIGS γ線波高スペクトル

表 1: ^{238}U(n,γ)/核分裂γ線計数率比と濃縮度

	平均濃縮度		濃縮度による変化
	3.10wt%	5.40wt%	
^{238}U(n,γ)/核分裂	0.00796(±10%)	0.00431(±11%)	0.541(±15%)
^{238}U/^{235}U 数密度比	30.6	17.3	0.563

参考文献[1] 名内他、日本原子力学会 2018 年春の年会 1F03、[2] 名内他、日本原子力学会 2010 年秋の大会 Q29.
※ 現所属：近大炉
Yasushi Nauchi[1], Shunsuke Sato[1], Motomu Suzuki[1], Tadafumi Sano[2] and Hironobu Unesaki[2]
[1]CRIEPI., [2]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science. Kyoto University., ※UTR-KINKI
謝辞：本発表は平成 30 年度京都大学複合原子力科学研究所共同利用研究の成果の一部です。

加速器駆動システムにおけるαモード最小固有値

Minimum value of the α-mode eigenvalue of an accelerator driven system.

*方野 量太[1]
[1]日本原子力研究開発機構

加速器駆動システムにおけるαモード最小固有値を多群拡散理論に基づき評価したところ，実効増倍率（k_{eff}），実効遅発中性子割合（β_{eff}），および中性子生成時間（Λ）から予想される即発中性子減衰定数より 2 桁以上小さいことがわかった．

キーワード：未臨界度測定，αモード，λモード，加速器駆動システム

1. 緒言 パルス中性子源（PNS）法におけるαフィッティング法は，未臨界体系に周期的にパルス中性子を打ち込み，パルス入射後の中性子計数率の時間変化を指数関数でフィッティングすることで即発中性子減衰定数α_0を測定する．αフィッティング法では，フィッティングから得られる即発中性子減衰定数がαモード最小固有値であると仮定し，数値計算から得られる動特性パラメータを換算係数として未臨界度を推定する．本検討では加速器駆動システム（ADS）において上記の仮定が正しいか 2 次元 RZ 体系の多群拡散計算を通じ検討を行う．

2. 計算条件 ADS 未燃焼炉心(k_{eff} = 0.98) を，2 次元 RZ 体系でモデル化し，70 群拡散理論有限差分近似に基づき係数行列を作成した．得られた係数行列を用いたλモード基本モード固有値解析から，β_{eff} = 184 pcm, Λ = 288 ns が得られ，これらから予想される即発中性子減衰定数は 77200 s^{-1} となった．一方，αモード最小固有値は 139 s^{-1} となり，動特性パラメータを用いた値より 2 桁以上小さいことが分かった．また，中性子源に核破砕中性子源を仮定し，PNS シミュレーションを行い得られた燃料領域の核分裂率の時間進展を図 1 に示す．核分裂率はパルス入射後から 0.3 ms 程度でほぼ遅発中性子成分に漸近している．核分裂率の減衰の速さは α = 77200 s^{-1} の指数関数に近いが，α = 139 s^{-1} の指数関数は遅発中性子成分に埋もれてしまい観察することができない．次に，図 1 の核分裂率が 100 個の指数関数（複素数を許容）の線形和からなると仮定し，Prony 法[1]を用いて各項の減衰定数と係数の絶対値を推定した（図 2）．最も係数の絶対値が大きい項の減衰定数は α = 80700 + 0i s^{-1} であり，λモード基本モード固有値解析から得られる即発中性子減衰定数と近い．したがって，αモードの基本モードは ADS 未臨界度測定において本質的に重要でなく，より高次のモードが未臨界度と対応すると予想される。

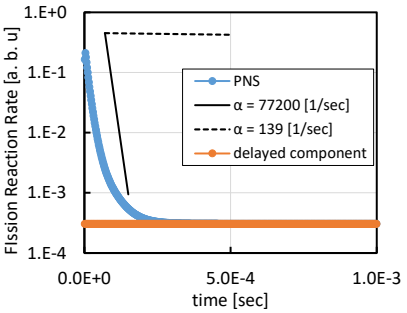


図 1 核分裂率の時間進展

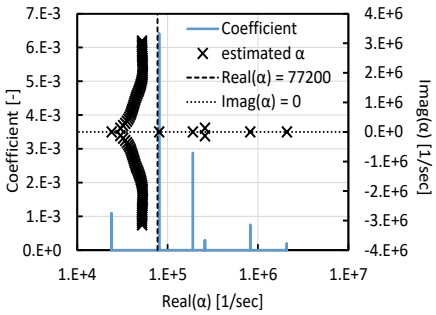


図 2 Prony 法結果

3. まとめ 本研究では，ADS でのαフィッティング法による未臨界度推定可能性を，多群拡散計算を通じて検討した．核分裂率の時間発展からαモード最小固有値を観察することはできず、フィッティングから得ることは難しいことが分かった．また，核分裂率の時間発展への Prony 法の適用結果から，より高次のモードが未臨界度と対応し，αモード最小固有値は ADS 未臨界度測定に対し本質的に重要でないと予想される．

参考文献 [1] N. Chentre, et al, *Ann. Nucl. Energy*, **132**, 172-180, (2019).

*Ryota Katano[1]
[1]JAEA

KUCAにおけるトリウム装荷炉心の臨界実験

（3）B2/8”p17EU-Th-EU 炉心の感度解析と次回臨界実験体系

Critical Experiment of Thorium Loaded Core at KUCA

(3) Sensitivity analysis of B2/8”p17EU-Th-EU core and next critical experimental core at KUCA

*佐野　忠史[1]、堀　順一[2]，高橋　佳之[2]、宇根崎　博信[2]

[1]近大原研、[2]京大複合研

2018 年 12 月に実施した B2/8”p17EU-Th-EU 炉心（H/U235=70、Th/U235=12.7）の実効増倍率に対する感度解析を実施した。更に今回の臨界実験の結果及び過去の実験体系を踏まえ、次回臨界実験体系について検討した。

キーワード：KUCA、トリウム炉心、臨界実験、感度解析、Th232、核データ

1. 緒言　2018 年 12 月に KUCA において新たに B2/8”p17EU-Th-EU 炉心（H/U235=70、Th/U235=12.7）を用いて臨界実験を実施し、1.0009±0.0003 の実効増倍率を得た[1]。本実験値と MVP3.0 と JENDL-4.0 を用いた計算値を比較すると、C/E 値は 1.005 であった[2]。本研究では B2/8”p17EU-Th-EU 炉心において Th232 断面積を JENDL-4.0 から JENDL-3.3 又は ENDF/B-VII.0 に変更した場合の実効増倍率の感度を評価した。更に今回の臨界実験の結果及び過去の実験体系を踏まえ、次回臨界実験体系について検討した。

2. 感度解析　B2/8”p17EU-Th-EU 炉心において Th232 断面積を JENDL-4.0 から JENDL-3.3 又は ENDF/B-VII.0 に変更し実効増倍率を計算した（表１）。その結果、Th232 断面積を JENDL-3.3 に変更すると、実効増倍率は-0.171 %dk/k、ENDF/B-VII.0 に変更した場合は-0.151 %dk/k の差異となった。そこで実効増倍率に対する感度係数を用いて、これらの核データライブラリ間の差異について検討した。その結果、図 2、3 に示す様にライブラリによって寄与する反応とエネルギーが異なることを確認した。

表1　実効増倍率に対するTh232断面積ライブラリ依存性

Case	k-eff	difference (%dk/k)
JENDL-4.0	1.00557	----
JENDL-4.0 -> JENDL-3.3	1.00384	-0.171
JENDL-4.0 -> ENDF/B-VII.0	1.00404	-0.151

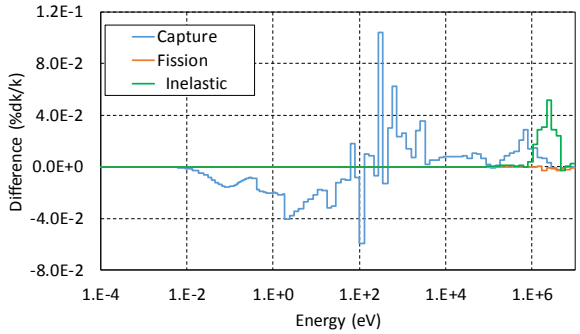


図1 J40->J33とした場合の反応・エネルギー成分

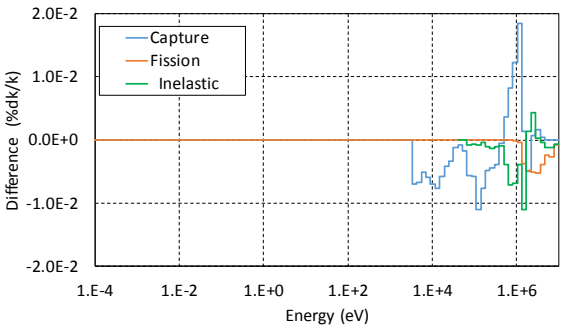


図2 J40->B70とした場合の反応・エネルギー成分

3. 次回臨界実験体系について　今回の炉心は H/U235=70、Th/U235=12.7 であった。これまでの実験体系を考慮すると、H/U235 比を固定し、Th/U235=19 の炉心、又は Th/U235 比を固定し、H/U235=34 程度の炉心を構築すれば系統的なデータ取得が可能である。発表では数値計算を用いた検討結果について報告する。

[1] 佐野他、日本原子力学会 2019 年春の年会、1J11、[2] 宇根崎他、日本原子力学会 2019 年春の年会、1J12

*Tadafumi Sano[1],Jun-ichi Hori[2],Yoshiyuki Takahashi[2], Hironobu Unesaki[2]

[1]Kindai University Atomic Energy Research Institute, [2]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University,

軽水炉ウラン及びMOX臨界試験炉心の動特性パラメータ解析への連続エネルギモンテカルロコードMVP3の適用

Application of the continuous energy Monte Carlo calculation code MVP3 to analysis of kinetic parameters of LWR UO_2 and MOX critical test cores

*山本　徹、岩橋　大希、酒井友宏
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水減速臨界試験装置のTCA（JAEA）及びEOLE（カダラッシュ研究所）において測定されたウラン及びMOX炉心の実効遅発中性子割合（β_{eff}）と即発中性子寿命（ℓ）の比及びβ_{eff}の解析をMVP3を用いて実施したので報告する。

キーワード：軽水減速臨界試験装置、TCA、EOLE、ウラン炉心、MOX炉心、β_{eff}/ℓ、β_{eff}、MVP3、JENDL-4.0

1. 緒言

原子炉の炉心の動特性を決めるパラメータとして、β_{eff}及びℓは重要である。これらのパラメータの解析には、炉心や燃料集合体を対象とする決定論的手法が用いられている。JAEAにおいて開発・公開されているモンテカルロコードMVPは決定論的解析コードの検証のための参照解を与えるために使用されているが、最新版のMVP3において、これらの動特性パラメータを計算する機能が追加された。その機能の妥当性評価は、開発者により広範な範囲の原子炉体系について実施されている。[1] 本研究では、軽水炉体系についてのMVP3の解析精度に関する知見を得るために、TCA及びEOLEにおいて測定されたデータ[2,3]の解析を行った。

2. 動特性パラメータ測定試験の概要

解析対象は、β_{eff}/ℓ測定炉心【TCAの17炉心（内訳、ウラン炉心：11及び部分MOX炉心：6）、その他の特徴を図1中に示す。測定法：パルス中性子源法、測定誤差：0.2～2.6%】及びβ_{eff}測定炉心【TCAのウラン炉心（1炉心）、測定法：燃料置換法、測定誤差：2.2%及びEOLEのウラン炉心（1炉心）並びに全MOX炉心（1炉心）、測定法：炉雑音法、測定誤差：1.5～1.6%】である。TCAの試験に使用されたウラン燃料の濃縮度は2.6wt%、MOX燃料のPu濃度は3.4及び4.9wt%、またEOLEの試験に使用されたウラン燃料は3.7wt%、MOX燃料のPu濃度は7.0及び8.7wt%である。

3. 解析条件

TCA及びEOLEの対象炉心を3次元幾何形状によりモデル化し、中性子ヒストリ2億により計算を行った。断面積ライブラリは評価済み核データライブラリJENDL-4.0に基づくものを主に使用した。β_{eff}及びℓは、摂動計算手法の微分演算子サンプリング法（核分裂源摂動の効果を考慮）による計算値を整理した。これらの計算値の統計誤差は0.3～0.4%である。

4. 解析結果

TCAのβ_{eff}/ℓの解析では、ほとんどの炉心の計算結果（C）と測定値（E）の差は2%以内であり、C/Eの平均値は1.01であった。図1にC/Eの結果を不確かさ（測定誤差及び計算の統計誤差を考慮）とともに示す。TCAのβ_{eff}の解析では、C/Eが、1.01であり長家ら[1]より既に報告されている結果と同じである。EOLEのβ_{eff}の解析では、ウラン炉心についてC/Eが0.99であり、全MOX炉心では0.95となった。同MOX炉心について、感度解析として断面積ライブラリをJEFF-3.2とする計算を実施したところ、C/Eが1.00となり再現性が改善した。以上、軽水炉体系について、MVP3のβ_{eff}及びℓの解析精度に関する知見を得た。なお、臨界炉心の実効増倍率については、JENDL-4.0についての従来の結果と整合性のある結果となった。

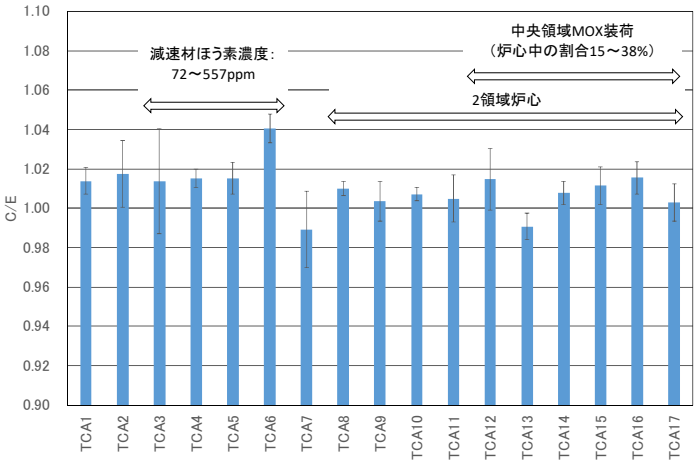


図1　TCAのβ_{eff}/ℓ測定炉心の計算値（C）と測定値（E）の比較

参考文献

1) Y. Nagaya, “Calculation of reactor kinetics parameters with Monte Carlo differential operator sampling,” Annals of Nuclear Energy, 82(2015) 222-229. 2) 鶴田、北本「軽水減速UO_2およびPuO_2-UO_2格子の2領域炉心におけるβ_{eff}/lの測定と計算」JAERI-M 4696 (1972). 3) K. Hibi et al. “Analyses of MISTRAL and EPICURE experiments with SRAC and MVP codes systems,” PHYSOR 2000, Pittsburgh, PA. May 7-11, 2000.

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

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

Thu. Sep 12, 2019 4:05 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 7:05 AM - 7:55 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J15-17] Development of New Reactor 1

Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2J15] R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

(2)Inverse kinetics analysis for HTTR simulated core in KUCA

*Kazuki Takahashi[1], Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[2], Sin-ya Hohara[2], Kengo Hashimoto[2], Yuji Fukaya[3], Tadafumi Sano[2] (1. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University, 3. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2J16] R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

(3)Rossi-α analysis for HTTR simulated core in KUCA

*Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[2], Kazuki Takahashi[1], Sin-ya Hohara[2], Kengo Hashimoto[2], Yuji Fukaya[3], Tadafumi Sano[2] (1. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institude, Kindai University, 3. JAEA)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2J17] R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

(4)Power spectrum analysis for HTTR simulated core in KUCA

*Atsushi SAKON[1], Kunihiro NAKAJIMA[2], Kazuki Takahashi[2], Sin-ya HOHARA[1], Tadafumi SANO[1], Yuji Fukaya[3], Kengo HASHIMOTO[1] (1. Kindai University Atomic Energy Research Institute, 2. Kindai University Graduate School, 3. JAEA)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

高温ガス炉核的予測精度高度化のための研究開発
（２）KUCA を用いた HTTR 模擬炉心における逆動特性解析

R&D to improve accuracy of neuclear prediction for HTGR

(2) Inverse Kinetics Analysis for HTTR Simulated Core in KUCA

*高橋 和暉[1], 中嶋 國弘[1], 左近 敦士[2], 芳原 新也[2], 橋本 憲吾[2], 深谷 裕司[3],佐野忠史[2]

[1]近畿大学大学院総合理工学研究科, [2]近畿大学原子力研究所, [3]日本原子力研究開発機構

京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）の B 架台において HTTR 模擬炉心を作成し、制御棒落下や中心架台落下実験を行い時系列データの取得を行った。取得された時系列データに対して逆動特性解析を行った結果、各検出器の位置依存性が確認された。更に、C1 及び中心架台のように大きな反応度価値を有する場合、積分法と最小二乗逆動特性法の解析結果に有意な差異が確認された。

キーワード：京都大学臨界集合体実験装置, 黒鉛減速体系, HTTR 模擬炉心, 逆動特性解析

1. 緒言　従来の軽水炉と異なる高温ガス炉のような黒鉛減速体系では、水素と黒鉛の減速能及び減速比の違いから核分裂中性子の平均自由行程が異なる。それが制御棒落下のような大きな負の反応度を添加した際に種々の反応度解析手法に与える影響は十分に検証されていない。本研究では、京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）に高温工学試験研究炉（HTTR）の中性子スペクトルを模擬した黒鉛減速黒鉛反射体系を構築し、制御棒や中心架台（C.C.）の反応度価値を積分法及び逆動特性法により測定した。

2. 実験体系　図 1 に実際に KUCA の B 架台に構築した HTTR 模擬体系を示す。中心の領域に 25 体（5×5）の 7/4”G2/8”pEUNU 燃料体（F）、その周囲に計 18 体の 3/8”p38EU 燃料体（ドライバー燃料体:D）をそれぞれ装荷し、これら燃料領域周囲を黒鉛反射体で取り囲んだ。また、一部のドライバー燃料体（d）は臨界調整のため 3/8”p16EU 部分長燃料体を採用している。検出器は 3 本の核分裂計数管（FC#1, #2, #3）を使用した。

3. 結果　表 1 に各制御棒及び中心架台の反応度価値測定結果を示す。各測定結果に検出器の位置依存性が確認され、更に C1 及び中心架台のように大きな反応度価値を有する場合、積分法と最小二乗逆動特性法の解析結果に有意な差異が確認された。

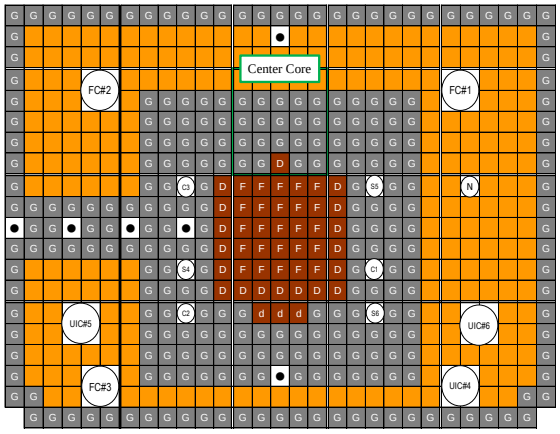


図 1 : HTTR 模擬体系

表1：反応度価値測定結果

Control Rod	Counter	Adoption	Reactivity [%Δk/k] 積分法	逆動特性法
C1	FC#1	×	0.937	1.018
	FC#2	○	0.873	0.938
	FC#3	○	0.887	0.975
C2	FC#1	○	0.580	0.587
	FC#2	○	0.593	0.592
	FC#3	×	0.702	0.773
C3	FC#1	○	0.530	0.546
	FC#2	×	0.628	0.685
	FC#3	○	0.540	0.566
C.C.	FC#1	×	2.106	5.089
	FC#2	×	2.074	5.525
	FC#3	○	1.832	3.815

*Kazuki Takahashi[1], Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[2], Sin-ya Hohara[2], Kengo Hashimoto[2], Yuji Fukaya[3], Tadafumi Sano[2]

[1]Graduate School of Science and Engineering, Kindai University., [2]Atomic Energy Research Institute, Kindai University.

[3]Japan Atomic Energy Agency.

高温ガス炉核的予測精度高度化のための研究開発
（３）KUCA を用いた HTTR 模擬炉心における Rossi-α解析

R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

(3) Rossi-α analysis for HTTR simulated core in KUCA

*中嶋 國弘[1]，左近 敦士[2]，高橋 和暉[1]，芳原 新也[2]，橋本 憲吾[2]，深谷 裕司[3]，佐野 忠史[2]
[1]近畿大学大学院総合理工学研究科，[2]近畿大学原子力研究所，[3]日本原子力研究開発機構

京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）の B 架台に構築された黒鉛炉心体系において Am-Be 定常中性子源駆動下及び固有中性子源駆動下の中性子計数の時系列データを取得し、Rossi-α法による炉雑音解析を実施した。結果、Am-Be 中性子源駆動下では中性子相関成分を観測することができなかったが、燃料固有の中性子源駆動下では明確な相関成分が観測され、即発中性子減衰定数を求めることができた。

キーワード：京都大学臨界集合体実験装置，黒鉛減速体系, HTTR 模擬炉心, Rossi-α

1. 緒言　高温工学試験研究炉（HTTR）では未臨界度測定システムの導入が検討されている。炉雑音解析では核分裂中性子による相関情報を取得するために検出器を炉心近傍に設置するが、HTTR では炉心温度などの出力炉の制約上、炉心近傍に検出器を設置するとこができない。中性子平均自由行程の長い黒鉛体系では炉心外周の計装においても中性子相関情報を取得できることが期待できる。しかし、出力炉では常時中性子源が設置されており、中性子平均自由行程の長さが検出器位置の決定に与える影響を検討する必要がある。本研究では KUCA に HTTR を模擬した黒鉛減速体系を構築し、炉雑音解析を実施した。

2. 実験方法　KUCA の B 架台に構築した HTTR 模擬炉心を図 1 に示す。BF_3 検出器（1”φ）を 3 か所（図中「赤、青、緑」）に設置した。Am-Be 中性子源（図中「N」）駆動下では中心架台位置上限（起動状態）の複数の未臨界パターンで各 40 分、固有中性子源駆動下では全制御棒、中心架台位置下限（停止状態）の条件において 12 時間、それぞれ中性子計数の時系列データを測定し、Rossi-α法による解析を実施した。

3. 結果　図２に固有中性子源駆動下における Rossi-α解析結果を示す。固有中性子源駆動下では明確な相関成分が観測され、即発中性子減衰定数を求めることができた。得られた減衰定数は制御棒が近傍に位置する検出器#2（青）を除き誤差の範囲で一致した。しかし、Am-Be 中性子源駆動下では中性子源による寄与が大きく、いづれの検出器でも相関成分を観測することができなかった。

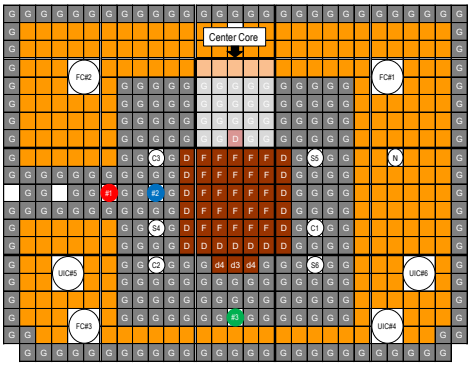


図１：HTTR 模擬炉心

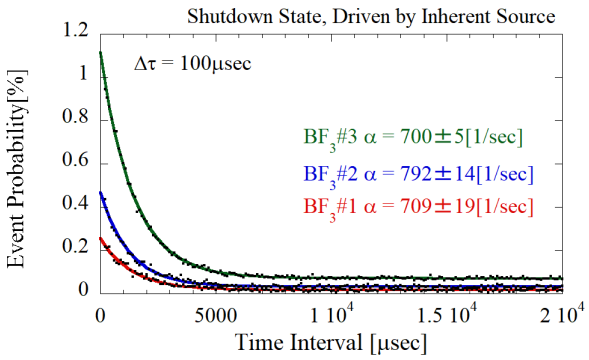


図２：固有中性子源下における Rossi-α解析

---

*Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[2], Kazuki Takahashi[1], Sin-ya Hohara[2], Kengo Hashimoto[2], Yuji Fukaya[3], Tadafumi Sano[2]
([1]Graduate School of Science and Engineering, Kindai University, [2]Atomic Energy Research Institute, Kindai University, [3]Japan Atomic Energy Agency)

高温ガス炉核的予測精度高度化のための研究開発
（４）KUCA を用いた HTTR 模擬炉心におけるパワースペクトル解析

R&D to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR

(4) Power spectrum analysis for HTTR simulated core in KUCA

*左近 敦士[1]、中嶋 國弘[2]、高橋 和暉[2]、芳原 新也[1]、佐野 忠史[1]、深谷 裕司[3]、橋本 憲吾[1]
[1]近畿大学原子力研究所，[2]近畿大学大学院総合理工学研究科，[3]日本原子力研究開発機構

京都大学臨界集合体（KUCA）の B 架台に構築した HTTR 模擬炉心において炉雑音解析による未臨界度測定実験を行った。実験は低出力の臨界状態及び Am-Be 中性子源駆動の未臨界状態で実施し、位置の異なる複数の中性子検出器により測定を実施した。実験により取得した中性子検出器時系列データをパワースペクトル法により解析し、体系の即発中性子減衰定数の推定を試みた。結果をここに報告する。

キーワード：京都大学臨界集合体、黒鉛炉心、未臨界度、炉雑音解析、パワースペクトル法

1. 緒言

出力炉における中性子検出器の配置は出力と温度の関係から炉外計装、仮に炉内計装でも反射体領域の外周に設置される。また、水減速体系やポリエチレン減速体系において炉雑音解析を行う場合、燃料領域近傍に中性子検出器を配置しなければ核分裂由来の相関成分が検出できないことが知られている。しかし HTTR のような黒鉛体系では黒鉛中における中性子の平均自由行程の長さから黒鉛反射体外周の炉内計装でも相関成分を検出できる可能性がある。本研究ではパワースペクトル法を用いた解析により、黒鉛反射体系における即発中性子減衰定数を得た。

2. 未臨界度測定実験

京都大学臨界集合体(KUCA)のB架台に図1に示すHTTRを模した黒鉛減速黒鉛反射体系を構築、体系内に 2 系統設置した 1”φ の BF_3 計数管（1：赤、2：緑）の時系列データを取得した。BF_3 検出器と燃料領域の最大間隔は約 35cm。測定は臨界状態及び、未臨界度の異なる複数の未臨界状態で実施し、パワースペクトル解析を行った。

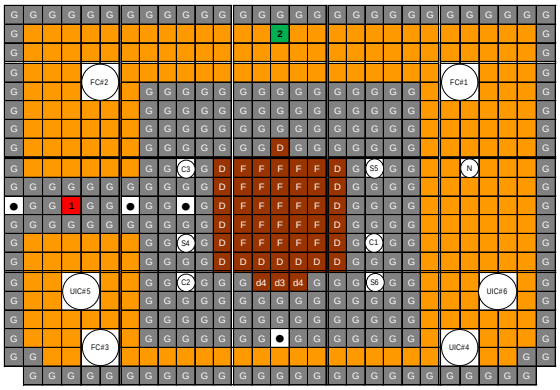


図 1　HTTR 模擬体系

3. 結果

図 2 に臨界状態における BF_3 検出器 1 及び 2 のパワースペクトル解析結果を示す。それぞれの自己パワースペクトル密度から即発中性子減衰定数を得ることができた。得られた即発中性子減衰定数は MVP3.0 による解析結果（α_0=63.1[s^{-1}]）とよく一致した。検出器 1 と検出器 2 は燃料領域から同程度の距離にあるが、検出器 2 による相関成分は微弱である。この原因は検出器 2 と燃料領域の間にあるポリエチレン領域、及びドライバー燃料体の配置の片寄りにあると考える。

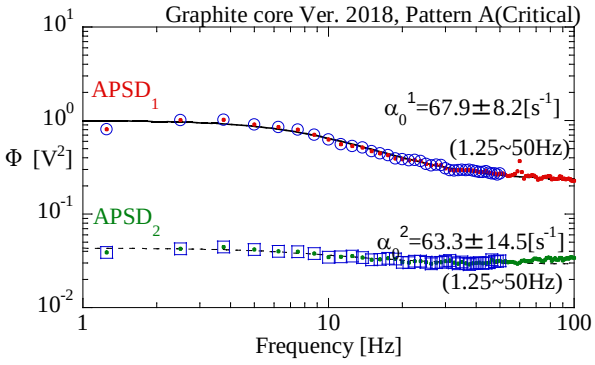


図 2　自己パワースペクトル密度

* Atsushi Sakon[1], Kunihiro Nakajima[2], Kazuki Takahashi[2], Sin-ya Hohara[1], Tadafumi Sano[1], Yuji Fukaya[3], Kengo Hashimoto[1], ([1]Atomic Energy Research Institute, Kindai University. [2]Graduate School of Science and Engineering, Kindai University. [3]Japan Atomic Energy Agency.)

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

Thu. Sep 12, 2019 4:55 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J18-21] Development of New Reactor 2

Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2J18] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides
(7)Improvement of 3-dimensional Nodal Transport Method for Fast Reactor Transient Analysis

*Toshikazu Takeda[1], Satoshi Takeda[2], Takanori Kitada[2] (1. University of Fukui, 2. Osaka University)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2J19] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides
(8)Survey for Achieving Low Void Reactivity

*Sho Fuchita[1], Koji Fujimura[1], Kazuhiro Fujimata[1], Satoshi Takeda[2], Toshikazu Takeda[3] (1. HGNE, 2. Osaka University, 3. University of Fukui)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2J20] Core design of a molten salt reactor with chloride fuel for MA transmutation

*Masahiro Watanabe[1], Willem Van Rooijen[2] (1. Master' course of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2J21] Irradiation Experiments on Minor Actinide by Aceelerator-Driven System at Kyoto University Critical Assembly

*Cheol Ho Pyeon[1], Masao Yamanaka[1] (1. Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発
（７）高速炉過渡解析のための 3 次元輸送ノード法の改良
Development of Inherent Safe Fast Reactor Using MA Bearing Blanket
(7) Improvement of 3D Nodal Transport Method for Analyzing Fast Reactor Transient

* 竹田敏一[1] 、竹田敏[2]、北田孝典[2]
[1]福井大学　附属国際原子力工学研究所　[2]大阪大学

ナトリウムプレナム付きの固有安全高速炉の過渡核特性解析のため、輸送ノード法を時間依存問題に拡張し、準静近似のソースとして表れる中性子束の角度依存性を取り除く手法を導出した。

キーワード：固有安全高速炉、過渡核特性解析、輸送ノード法、中性子束、角度依存性

1. 概要

ナトリウムプレナム付きの固有安全高速炉の過渡核特性解析手法を開発した。改良型準静近似を採用し、振幅関数の計算には輸送理論に基づく反応度を用い、形状関数は時間依存性をＳｎノード法を拡張して計算する。ある時間ステップに表れる中性子束の角度依存性をソース項から取り除く方法を導出した。

2. 形状関数の計算方法

まず、ｎステップ目の形状関数は以下の式を満足する。

$$\Omega_m \cdot \nabla \Psi_g^m(x,y,z) + \sum_{tg} \Psi_g^m(x,y,z) = \sum_s^{g \to g} \Phi_g(x,y,z) + Q_g^m(x,y,z) \qquad (1)$$

但しソース項として以下の式が表れる。

$$Q_g^m(x,y,z) = \sum_{g' \neq g} \Sigma_s^{g' \to g} \phi_{g'n}(x,y,z) + \frac{x_d^g}{4\pi P} S_d + \frac{x_P^g}{4\pi P}(1-\beta) S_F - \frac{\Psi_n^m}{\nu} \cdot \frac{1}{P} \frac{\partial P}{\partial t} - \frac{\Psi_n^m - \Psi_{n-1}^m}{\nu \Delta t_n} \qquad (2)$$

このように、ｎステップ目の形状関数の計算にはｎ－１ステップ目の角度依存中性子束が必要になる。これを避けるため、ｎ－１ステップ目の中性子束の角度依存性はｎステップ目の角度依存性を同一と仮定する。時間依存中性子輸送方程式をソース項としては等方分布を有する（２）式の第３項目までを用い、断面積としては以下の修正された断面積を用いて解けば良いことが分かった。

$$\Sigma'_{tg} = \Sigma_{tg} + \frac{1}{\nu} \frac{1}{P} \frac{\partial P}{\partial t} + \frac{1}{\nu \Delta t} \left(1 - \frac{\Psi_{n-1}^0}{\Psi_n^0}\right) \qquad (3)$$

3. 計算コード作成と試計算

上記計算法に基づき、改良型準静近似および拡張したＳｎノード法に基づく高速炉過渡核特性計算コードを作成した。また、作成した計算コードによる試計算結果について、発表時に示す。

謝辞　本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、福井大学が実施している「MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発」の成果を含みます。

---

* Toshikazu Takeda[1], Satoshi Takeda[2], Takanori Kitada[2]
[1]University of Fukui,　[2]Osaka University

MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発
（8）ボイド反応度低減のための感度解析

Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

(8) Survey for Achieving Low Void Reactivity

*渕田 翔[1]，藤村 幸治[1]，藤又 和博[1]，竹田 敏[2]，竹田 敏一[3]

[1]日立 GE，[2]大阪大学，[3]福井大学

ULOF, UTOP のいずれにも炉心損傷を回避できる固有安全高速炉概念を開発中である[1]。本研究では、GEM を設置し内部ブランケットに MA を添加したナトリウムプレナム付き軸方向非均質炉心を対象とした、内側炉心上端への MA 添加や上部軸方向遮へい体への減速材装荷等のボイド反応度低減策により、燃焼反応度 1$以下と GEM を考慮したボイド反応度負を両立できる見通しが得られた。

*ULOF：スクラム失敗流量喪失事象、UTOP：スクラム失敗制御棒誤引抜事象、GEM：ガス膨張機構

キーワード：SFR, Inherent Safety, ULOF, UTOP, Burnup reactivity, Void reactivity, GEM

1. 緒言

ULOF、UTOP のいずれにも炉心損傷を回避するため、本研究では燃焼反応度 1$以下と負のボイド反応度（GEM 反応度を考慮）の同時達成を設計目標とした。

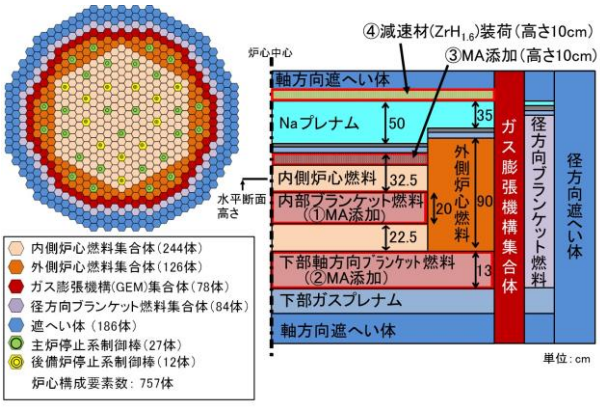
図 1 に、燃焼反応度とボイド反応度が約 0.85 $ となった前報[1]の炉心構成を示す。燃焼反応度 1 $ 以下を維持しつつ、ボイド反応度を負とするための低減策として、①内部ブランケットの MA 添加率、②下部軸方向ブランケット燃料への MA 添加、③内側炉心上端への MA 添加、④上部軸方向遮へい体下端への減速材($ZrH_{1.6}$)装荷を設定し、その影響を感度解析で評価する。

2. 検討条件

電気出力は 750MWe、炉心燃料は MOX 燃料、内部ブランケット燃料は劣化 U と MA の酸化物とした。運転期間を 12 ヶ月として、平衡サイクル末期に臨界となる炉心燃料の Pu 富化度を拡散燃焼計算で求め、ボイド反応度を摂動計算で評価した。

3. 検討結果

図 2 に内部ブランケットの MA 添加率が燃焼反応度とボイド反応度に与える影響を示す。内部ブランケットの MA 添加率に対して燃焼反応度とボイド反応度はほぼ線形に増減する。この関係性を用い、ボイド反応度低減策②～④を個別に適用した炉心に対して燃焼反応度が 1 $ になるように調整した際の、ボイド反応度の予想値を表 1 に示す。低減策③によるボイド反応度低減効果は約 0.07 $ と予想される。また、低減策④ではボイド反応度の予想値が約 0.04 $ となり、低減策③と組み合わせることで設計目標を達成する見込みを確認した。今後これらの方策を組み合わせて、燃焼反応度 1 $ 以下、ボイド反応度負を達成する固有安全高速炉の炉心概念を開発する。



(a) 炉心水平断面図　(b) 1/2炉心垂直断面図

図1 検討のベースとなる炉心の構成

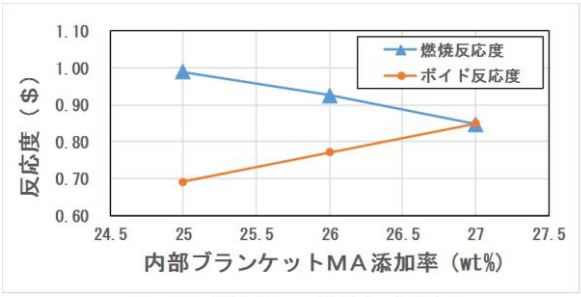


図2 低減策①の感度解析結果

表1 ボイド反応度低減策の効果

ボイド反応度低減策	燃焼/ボイド反応度（計算値）	ボイド反応度（予想値*1）	ボイド反応度低減効果：①と②～④の差分（予想値）
①：内部ブランケットのMA添加率（25wt%）	0.99 $/0.69 $	0.68 $	—
②：下部軸ブランケットへのMA添加（20wt%）	0.80 $/0.90 $	0.68 $	なし
③：内側炉心上端へのMA添加（10wt%）	0.66 $/0.99 $	0.61 $	0.07 $
④：上部軸遮へい体下端への減速材添加	0.84 $/0.22 $	0.04 $	0.64 $

*1 燃焼反応度が1 $になるように内部ブランケットのMA添加率を増減させた場合のボイド反応度予想値

参考文献

[1] 渕田　翔他，日本原子力学会 2019 年春の年会，2J20.

謝辞

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、福井大学が実施している「MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発」の成果を含みます。

*Sho Fuchita[1], Koji Fujimura[1], Kazuhiro Fujimata[1], Satoshi Takeda[2] and Toshikazu Takeda[3].
[1]Hitachi-GE, [2]Osaka University and [3]University of Fukui.

マイナーアクチノイド核変換小型塩化物溶融塩炉の核設計

Core Design of a Molten Salt Reactor with Chloride Fuel

*渡辺 将弘[1], Van Rooijen Willem[2],
[1]福井大学大学院工学研究科原子力・エネルギー安全工学専攻,
[2]福井大学附属国際原子力工学研究所

$PuCl_3$-KCl-LiCl の塩化物共晶塩を用いた溶融塩高速炉の核設計を SCALE6 のモジュールである KENO-6 および TRITON を使用し、臨界計算及び燃焼計算を行った。また燃料溶融塩内の同位体組成を変え、それによる H-3 と Cl-36 の生成率の変化を確認した。

キーワード：溶融塩炉，核設計，塩化物核燃料， 燃焼計算

1. 緒言

溶融塩原子炉は 1964 から 1969 年までアメリカのオークリッジの研究所でフッ素化物を使用した原子炉で研究が行われていた。塩化物共晶塩はフッ素化物に比べ塩内の核分裂性物質のモル濃度が高いことが特徴である。そのため、現在では塩化物共晶塩を用いた溶融塩炉が高速炉として期待されている。$PuCl_3$-KCl-LiCl を燃料塩として用いられるが、Li-6 の(n,T)反応により放出された H-3 が塩化水素として炉内構造物の健全性に影響を与える。また Cl-35 の中性子吸収反応による Cl-36 の生成などが人体への有害度の観点で問題である。本研究では、H-3, Cl-36 のみならず、放射化物および核分裂生成物の量を燃焼計算により確認した。

表1 主要材料および体系

燃料	$PuCl_3$-KCl-LiCl (14-50-36 mole %)
反射体	Stainless steel 316
体系	円柱
境界条件	真空

2. 計算条件および結果

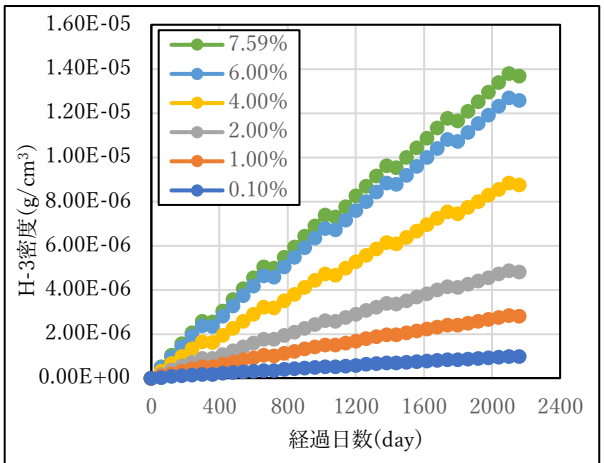
2-1. 計算条件

SCALE6[1]のモジュールである TRITON で燃焼計算を行った。表 1 に本研究での燃料および反射体の組成および計算体系を示す。燃料には $PuCl_3$-KCl-LiCl[2][3]、反射体は従来の高速炉で用いられていた SS316 を使用した。解析体系は円柱体系で半径 45cm, 高さ 90cm、反射体厚さを 40cm とした。また反射体の境界条件を真空とした。300 日の運転期間、60 日の冷却期間とし 6 サイクルの運転と仮定した。Li-6 の濃度は 0.1%から天然同位体比の 7.59%まで、Cl-35 の濃度も同様に 0.1%から 75.76%まで変化させ燃焼計算を行った。

2-2. 計算結果

Li-6 の濃度変化による H-3 の生成量の変化を図 1 に示す。6 サイクル後における Li-6 の濃度が 0.1%と 1.0%の生成量に大きな差はないが、7.59%の場合 H-3 の生成量の差は、Li-6 が 0.1%場合の約 14 倍となった。

Cl-35 の濃度変化による Cl-36 の生成量変化を図 2 に示す。Cl-35 の濃度が 0.1%の場合と天然存在比の 75.76%で大きな差はなく、6 サイクル後で約 1.7 倍となった。



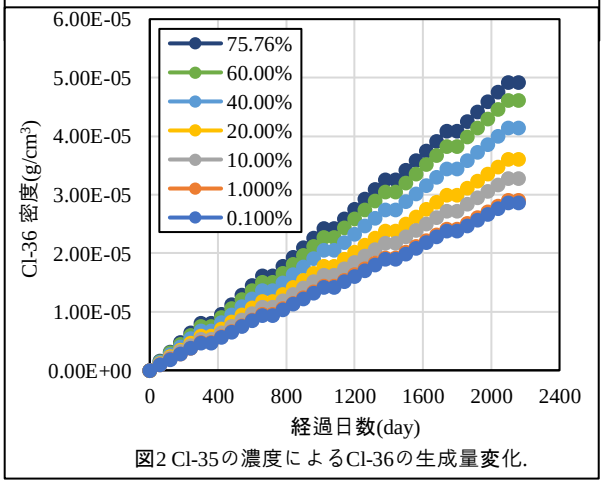


図2 Cl-35の濃度によるCl-36の生成量変化.

3. 結論

Li-6 の濃度変化が H-3 の生成量に大きく関わると考えられる。Cl-35 の濃度変化は Cl-36 の生成量に大きく影響しないという結果となった。Li-6 の(n,T)反応以外にも H-3 を放出する核種があると考えられる。

参考文献

[1] B. T. Rearden and M. A. Jessee, Eds., SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.3,Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee (2018)
[2] Wentao Zhou, “Thermodynamic evaluation of LiCl-KCl-$PuCl_3$ system”, Journal of Alloys and Compounds 695 (2017) 2306-2313.
[3] Robert D. Mariani, “Modeled salt density for nuclear material estimation in the treatment of spent nuclear fuel”, Journal of Nuclear Materials 404 (2010) 25-32.

*Masahiro Watanabe[1], W.F.G. van Rooijen[2]
[1]Graduate school of University of Fukui., [2]Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui.

京都大学臨界集合体実験装置における加速器駆動システムによるマイナーアクチノイド照射実験

Irradiation Experiments on Minor Actinide by Accelerator-Driven System at Kyoto University Critical Assembly

*卞　哲浩[1]，山中正朗[1]
[1]京都大学　複合原子力科学研究所

京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）において、未臨界体系（固体減速架台：A 架台）と陽子加速器（100 MeV 陽子）を組み合わせた加速器駆動システム（ADS）によるマイナーアクチノイド（MA）の照射実験を行い、ADS による MA の核変換技術の原理を実験的に実証した。

キーワード：KUCA, 加速器駆動システム、マイナーアクチノイド、核変換技術

1.　緒言： KUCA において、外部中性子源（100 MeV 陽子の Pb-Bi ターゲットへの入射に伴い発生する高エネルギー中性子）と固体減速架台（A 架台）を用いて ADS を構成し、ADS による MA（^{237}Np および ^{241}Am）の照射実験を行った。そこでは、MA の核分裂反応および捕獲反応を確認し、ADS による MA の核変換技術の原理実証に成功した。

2.　研究の内容： MA 照射実験では、test foil（^{237}Np または ^{241}Am）と reference foil（^{235}U）を同時に添付した背中合わせ型 (BTB) Fission Chamber を炉心中心に設置し、外部中性子源を用いて炉心の出力を 1.35±0.07 W に維持して 4 時間照射した。制御棒挿入によって得られた炉心の未臨界度は 225±10 pcm で、中性子束は (1.82±0.09)×10^{7} s^{-1} cm^{-2} であった。図 1 に ^{241}Am の核分裂反応によって得られた波高分布、図 2 に ^{237}Np の捕獲反応によって得られた γ 線スペクトルの測定結果を示す。図 1 および 2 から推定した ^{237}Np/^{235}U (0.048±0.001)、^{241}Am/^{235}U (0.035±0.003) および ^{237}Np/^{197}Au (1.88±0.28) の実験値 [1] を MA の臨界照射実験 [2] と比較した結果、ADS による MA 照射実験の妥当性を確認することができた。

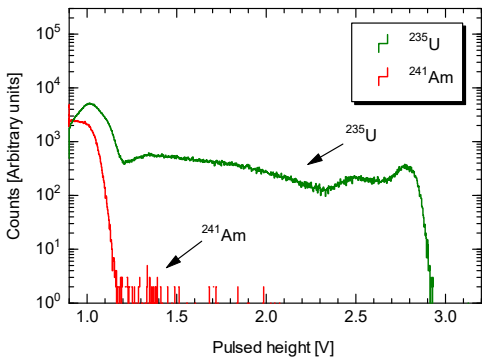


図 1　^{241}Am の核分裂反応の波高分布 (Ref. [1])

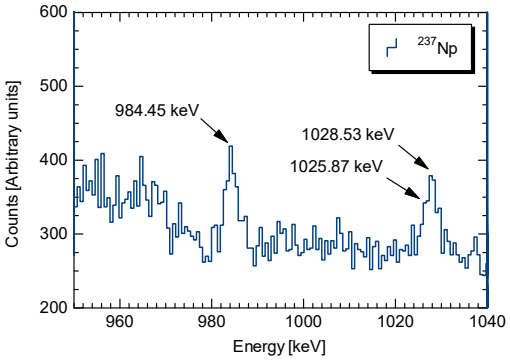


図 2　^{237}Np の捕獲反応による γ 線スペクトル (Ref. [1])

3.　結語： KUCA において未臨界状態における ADS による MA の核変換技術の応用に関する照射実験を行った。^{235}U（核分裂反応）および ^{197}Au（捕獲反応）を用いて ^{237}Np および ^{241}Am の核分裂反応率比および捕獲反応率比を測定し臨界状態での結果と比較した結果、ADS による MA の核変換を実験的に確認した。今後の課題として、MA 断面積の核データ起因による反応率比の不確かさの解析を挙げることができる。

参考文献： [1] C. H. Pyeon, M. Yamanaka, A. Oizumi, *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **56**, 684 (2019).
[2] C. H. Pyeon, M. Yamanaka, T. Sano, *et al.*, *Nucl. Sci. Eng.* (2019). [in print] https://doi.org/10.1080/00295639.2019.1603014

* Cheol Ho Pyeon[1], Masao Yamanaka[1], [1]Kyoto Univ., Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering：301-3 Research Reactor, Application of Neutron

Thu. Sep 12, 2019 6:00 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 9:00 AM - 9:30 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[2J22-23] Research Reactor

Chair:Tatsuya Fujita(NRA)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2J22] Analysis on beyond-design basis accident for a pool-type research reactor

*Takashi Tsumura[1], Nobuhiko Hirane[1], Toru Nakatsuka[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

[2J23] Tritium Release Source and Mechanism in Research and Testing Reactors

*Etsuo Ishitsuka[1], Inesh Kenzhina[2], Keisuke Okumura[1], Quan Hai Ho[1], Noriyuki Takemoto[1], Yevgeni Chikhray[3] (1. JAEA, 2. Gumilyov Eurasian National University, 3. Al-Farabi Kazakh National University)

プール型試験研究炉の設計基準を超える事故の解析

Analysis on beyond-design basis accident for a pool-type research reactor

*津村　貴史[1]，平根　伸彦[1]，中塚　亨[1]，与能本　泰介[1]

[1]日本原子力研究開発機構

抄録　試験研究炉の安全確保や規制等に、等級別扱いの考え方を適切に用いるためには、施設の潜在的な危険性を把握することが重要である。この検討の第一段階として、JRR-3 を対象とし設計基準事故を超える事故条件における炉心の自然循環冷却挙動を RELAP5 コードを用いて解析し、その特性を明らかにした。

キーワード： research reactor，graded approach，beyond-design basis accident，scram failure，natural circulation cooling，RELAP5

1. 緒言

試験研究炉の適切な等級別扱い（graded approach）のためには、その潜在的危険性を明確にすることが望まれる[1]。このための検討の第一段階として、JAEA の試験研究炉 JRR-3 を対象とし、流量喪失事故時に炉心停止失敗を仮定する極めて厳しい条件での炉心伝熱挙動を RELAP5/MOD3.3 を用いて解析した。

2. 検討内容

JRR-3 の安全解析においては、従来、核沸騰限界を超えないことを確認することで規制要件が満足されることを示してきたこともあり、より厳しい二相流条件での冷却特性等は、明らかにされてこなかった。図 1 に、JRR-3 解析のためのノード図を示す。炉心を高出力チャンネル(図の 200)、その他チャンネル(250)、バイパス流路(150)に分割し、炉心入口、出口領域及びプールを模擬した。解析では炉心出力(定格 20MW)と流量を一定とした定常状態を 200 秒間計算した後、強制循環を停止し、以後の自然循環挙動を解析した。

3. 結果

典型的な結果として、炉心出力が 10MW の場合の結果を図 2 に示す。炉心では、上下方向からのサブクール水の侵入と沸騰及び凝縮により、極めて振動的な挙動が解析された。この時、炉心伝熱様式は、主に、核沸騰と水単相冷却であり、膜沸騰状態が数秒以上継続することはなく、燃料被覆管表面温度は振動的に変化し最大でも約 440K であった。同様な結果は定格出力の 70%の場合でも得られた。

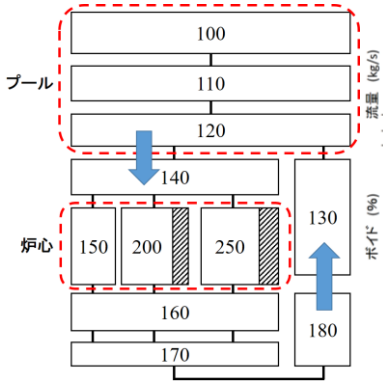
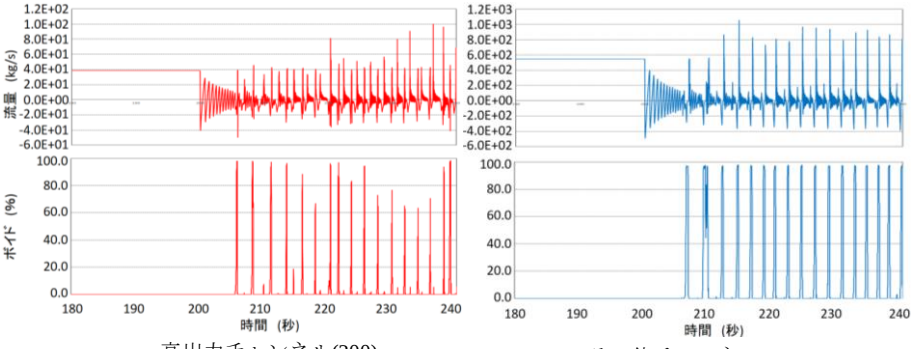


図 1　解析用ノード図



高出力チャンネル(200)　　その他チャンネル(250)

図 2　炉心流量とボイド率の比較

4. 結論

RELAP5 解析の結果は、設計基準を超える厳しい事故条件でも定格出力の数十パーセント程度が除熱可能であることを示唆した。今後、結果の妥当性、並びに、核的フィードバック効果を検討する。

* Tsumura Takashi[1], Hirane Nobuhiko[1], Nakatsuka Toru[1] and Yonomoto Taisuke[1]　　[1]Japan Atomic Energy Agency

文献［1］与能本、中塚、平根、津村、試験研究炉の安全に係る等級別扱いについて、2019 年春の年会、1N10

試験研究炉におけるトリチウム放出源と放出機構

Tritium Release Source and Mechanism in Research and Testing Reactors

*石塚　悦男[1]，Inesh Kenzhina[2]，奥村　啓介[1]，Hai Quan HO[1]，竹本　紀之[1]，Yevgeni Chikhray[3]
[1]原子力機構, [2]ユーラシア国立大学, [3]国立カザフスタン大学

JMTR 及び JRR-3M の一次冷却水中のトリチウム濃度増加は、ベリリウム反射体からのトリチウムの反跳放出が支配的であることを明らかにした。

キーワード：試験研究炉，一次冷却材水，トリチウム，中性子反射体，ベリリウム，反跳放出

1. 緒　言

試験研究炉の運転に伴って一次冷却水中のトリチウム濃度増加が報告されているが、その放出源と放出機構に関しては未解明の部分が残されていた。このため、各放出源と放出量について評価した。

2. トリチウム放出率の計算

JMTR、JRR-3M 及び JRR-4 の一次冷却水へのトリチウム放出率を調べた結果、ベリリウム反射体を使用している JMTR 及び JRR-3M では、運転に伴ってトリチウム放出率が上昇すること、ベリリウム反射体を新規製作品と交換すると一時的に低下し、その後、運転とともに増加する傾向が見られた[1]。主なトリチウム放出源としては、冷却水の $^{2}H(n,\gamma)^{3}H$ 反応、ベリリウム反射体の $^{9}Be(n_f,\alpha)^{6}He \rightarrow {}^{6}Li(n_t,\alpha)^{3}H$ 反応（以下、「ベリリウムの(n, α)反応」と表記）、ベリリウム反射体中の Li 不純物による $^{6}Li(n_t,\alpha)^{3}H$ 反応や U 不純物による三体核分裂等が想定できる[2]。これらの反応について、トリチウム生成量に関しては MCNP6 及び ORIGEN2、トリチウム反跳放出率に関しては PHITS で計算した。この結果、ベリリウムの(n, α)反応以外は無視できる程度であることが明らかとなった。図 1 に JRR-3M におけるトリチウム放出率の測定結果とベリリウムの(n, α)反応によるトリチウム放出率の計算結果を示す。

3. 結　論

ベリリウムの(n, α)反応による計算結果は測定値と近い値を示していることから、一次冷却水中のトリチウム濃度増加は、ベリリウム反射体からのトリチウムの反跳放出が支配的であることが明らかとなった。

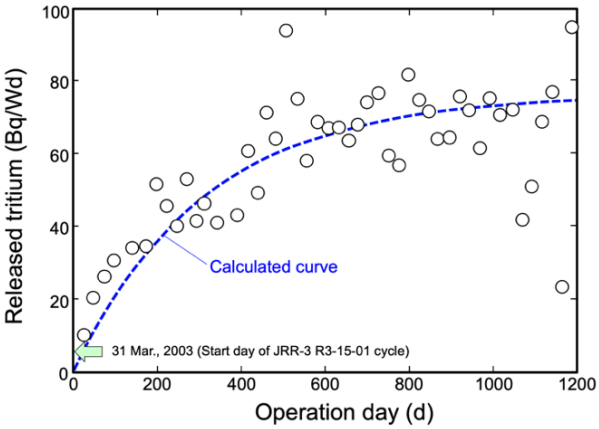


図1　一次冷却水へのトリチウム放出量（JRR-3M）

参考文献

[1] 石塚悦男　他, ”試験研究炉における一次冷却水中へのトリチウム放出源に関する検討、-JMTR、JRR-3M 及び JRR-4 運転データから評価したトリチウム放出率-“, JAEA-Technology 2014-025.

[2] 石塚悦男　他, ”中性子反射体の Li 及び U 不純物からのトリチウム反跳放出計算”, JAEA-Technology 2018-010.

*Etsuo Ishitsuka[1], Inesh Kenzhina[2], Keisuke Okumura[1], Hai Quan HO[1], Noriyuki Takemoto[1] and Yevgeni Chikhray[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Gumilyov Eurasian National University, [2]Al-Farabi Kazakh National University

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

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 3:45 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 5:45 AM - 6:45 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[2K01-04] Seismic Resistance and Isolation of SFR

Chair:Tadashi Narabayashi(Tokyo Tech)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2K01] Development of seismic assessment method for FR core

(1)Seismic Experiment of Hexagonal Bundle Model Using 313 Core Assembly Mock-Up

*Shinichiro MATSUBARA[1], Akihisa Iwasaki[1], Tomohiko Yamamoto[2], Hidenori Harada[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2K02] Development of seismic assessment method for FR core

(2)Analysis of Seismic Experiment of Hexagonal Bundle Model Using 313 Core Assembly Mock-Up

*Akihisa Iwasaki[1], Shinichiro Matsubara[1], Tomohiko Yamamoto[2], Hidenori Harada[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2K03] Development of seismic assessment method for FR core

(3)Summary of Development of FR Core Seismic Analysis Method

*Tomohiko Yamamoto[1], Shinichiro Matsubara[2], Akihisa Iwasaki[2], Kazuteru Kawamura[2], Hidenori Harada[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. Mitsubishi FBR Systems, Inc.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2K04] Fundamental Study of Seismic Response for Three-Dimensional Isolation System Including Beyond Design Basis Ground Motions

*masato uchita[1], takayuki miyagawa[1], tsuyoshi fukasawa[2], tomohiko yamamoto[3] (1. japc, 2. MFBR, 3. JAEA)

高速炉炉心の耐震性評価技術開発
(1) 313 体群体系加振試験

Development of seismic assessment method for FR core

(1) Seismic Experiment of Hexagonal Bundle Model Using 313 Core Assembly Mock-Up

*松原 慎一郎 [1]，岩崎 晃久 [1]，山本 智彦 [2]，原田 英典 [3]

[1] 三菱重工, [2] 原子力機構, [3] 三菱 FBR システムズ,

高速炉の炉心構成要素の 3 次元群振動を考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。本件では、コアフォーマの有無が振動挙動に与える影響の検証に用いる振動挙動データ及び多数体系における水平変位及び衝突荷重を取得するための振動試験の結果を発表する。

キーワード：FBR、3 次元、炉心耐震、群振動

1. 緒言

高速炉の炉心構成要素は温度やスウェリングによる伸びが生じるため，軸方向は拘束せず炉心支持板に自立させている。地震動を受けた場合には、鉛直方向の地震荷重による炉心構成要素の跳び上がりや、水平方向の地震荷重による隣接する炉心構成要素との衝突、冷却材との流体構造連成などを含む複雑な群振動挙動を示す。これを評価するための 3 次元炉心群振動解析コード(REVIAN-3D)を構築している。

ここで、国内の既設の高速炉は、主に地震時における炉心形状を維持するために、コアフォーマにて最外周部の炉心構成要素の水平方向の変位を制限しているが、耐震条件が異なる海外炉では、物量の低減や炉内構造物の形状の自由度を上げることを目的に、コアフォーマを不要とした設計もある。本件では、コアフォーマの有無が炉心全体の振動挙動に与える影響を確認し､3 次元炉心群振動解析コードの検証データを取得するための振動試験を実施した。

2.試験の概要

313 体の縮尺試験体を内包した試験装置（図 1）を、想定地震動における炉心支持板応答を模擬した入力波で加振し、モーションキャプチャにより頂部変位を測定した。また、炉心構成要素の水平方向変位を制限するコアフォーマを模擬した衝突治具の有無による、振動挙動の違いを確認した。

3.試験結果

コアフォーマの有無による炉心半径変動量の比較結果(図 2)を示す。各層の試験体の位置形状を円で近似し、その円の半径（炉心半径）の変化を炉心変形量の指標とした。コアフォーマ有に比べて、コアフォーマ無の炉心変形量は小さくなり、コアフォーマの有無により炉心全体の振動挙動が変化している様子が確認できた。

（本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。）

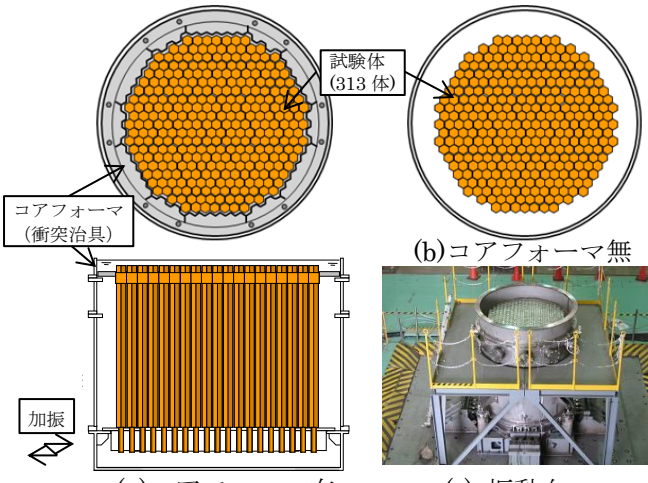


図 1　多数体群試験装置

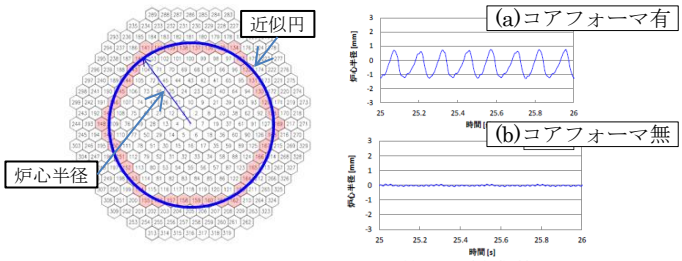


図 2　炉心半径変動量の比較

*Shinichiro Matsubara [1], Akihisa Iwasaki [1] Tomohiko Yamamoto [2], Hidenori Harada [3]

[1]Mitsubishi Heavy Industries,LTD., [2] Japan Atomic Energy Agency, [3] Mitsubishi FBR Systems,Inc

高速炉炉心の耐震性評価技術開発
(2) 313 体群体系加振試験解析

Development of seismic assessment method for FR core

(2) Analysis of Seismic Experiment of Hexagonal Bundle Model Using 313 Core Assembly Mock-Up

*岩崎 晃久[1]，松原 慎一郎[1]，山本 智彦[2]，原田 英典[3]

[1]三菱重工,[2]原子力機構,[3]三菱 FBR システムズ,

高速炉の炉心構成要素の 3 次元群振動を考慮した、炉心の耐震性評価技術の開発を実施している。本稿では、コアフォーマ有・無における 313 体の多数体群体系試験を対象とした解析を実施し、振動挙動（水平変位・衝突荷重）の違いに関して検証を行った結果を紹介する。

キーワード：FBR、3 次元、炉心耐震、群振動

1. 緒言

高速炉の炉心構成要素は温度やスウェリングによる伸びが生じるため，軸方向は拘束せず炉心支持板に自立させている。地震動を受けた場合には、鉛直方向の地震荷重による炉心構成要素の跳び上がりや、水平方向の地震荷重による隣接する炉心構成要素との衝突、流体を介した相互連成などを含む複雑な群振動挙動を示す。これを評価するための 3 次元炉心群振動解析コード(REVIAN-3D)を構築している。ここで、日本国内の既設の高速炉炉心は、コアフォーマ（炉心槽）にて最外周部の炉心構成要素の水平方向の変位を制限しているが、海外炉においてはコアフォーマがなく、境界条件が異なるために、その振動挙動も異なるものとなる。本稿では、コアフォーマ有・無における多数体群の振動挙動（水平変位・衝突荷重）の違いについて試験と解析で比較し、解析の検証を行った。

2.多数体群体系試験

解析の検証対象である 313 体の多数体群体系の概念図を図 1 に示す。コアフォーマの干渉の影響を確認するため、コアフォーマの脱着が可能な試験装置を使用した 313 体多数体群体系加振試験（図 2）を実施した。コアフォーマ無では全体に応答し（図 3）、コアフォーマ有ではパッド部の変位が拘束される影響で外周に近いほど水平両振幅が小さくなった（図 4）。パッド部の衝突荷重もコアフォーマ有の方が大きい。

3.検証解析

開発中の炉心耐震評価手法を用いて、前項の加振試験の再現解析を実施した。解析においても、頂部水平変位およびパッド部の衝突荷重の傾向が模擬できた。構築した解析モデルが妥当であることを確認した。

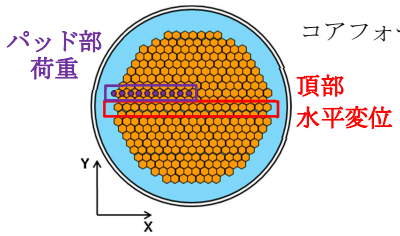


図 1 313 体群体系

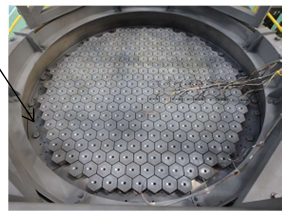
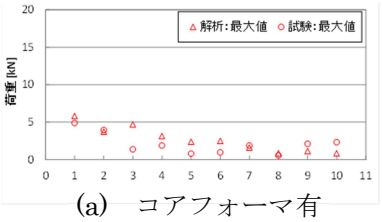
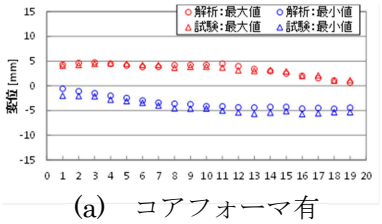


図 2 多数体群体系試験



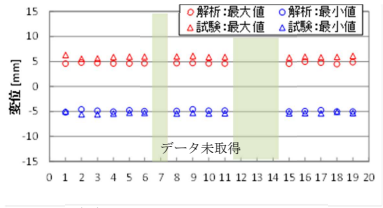
(a) コアフォーマ有



(a) コアフォーマ有



(b) コアフォーマ無



(b) コアフォーマ無

図 3 水中地震波加振 荷重

図 4 水中地震波加振 頂部変位

（本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。）

* Akihisa Iwasaki [1], Shinichiro Matsubara [1], Tomohiko Yamamoto [2], Hidenori Harada [3]

[1]Mitsubishi Heavy Industries,LTD., [2] Japan Atomic Energy Agency, [3] Mitsubishi FBR Systems,Inc

高速炉炉心の耐震性評価技術開発
(3) 3 次元炉心群振動解析手法の開発まとめ

Development of seismic assessment method for FR core
(3) Summary of Development of FR Core Seismic Analysis Method

*山本 智彦[1]、松原 慎一郎[2]、岩崎 晃久[2]、川村 一輝[2]、原田 英典[3]
[1]日本原子力研究開発機構、[2]三菱重工、[3]三菱 FBR システムズ

地震時の高速炉炉心の 3 次元的な挙動を把握するために、模擬燃料集合体と振動台を使用した試験と、3 次元炉心群振動解析コード(REVIAN-3D)による検証解析を行ってきた。本報では、これまで実施してきた振動試験結果とその検証解析結果を整理したうえで、今後の開発課題や設計への反映について述べる。

キーワード：FR、3 次元、炉心耐震、群振動

1. 緒言

高速炉の炉心構成要素は温度やスウェリングによる伸びが生じるため，軸方向は拘束せず炉心支持構造物上に自立させている。想定地震動が大きくなってきたことにより、地震時の炉心構成要素の挙動について炉心構成要素の鉛直方向変位（跳び上がり）について評価をする必要が出てきた。そこで、図 1 で示すような炉心構成要素の 3 次元的な挙動を解析するため、3 次元炉心群振動解析コード(REVIAN-3D)の開発とその検証のための振動実験を実施してきた。本稿では、これまで実施してきた模擬燃料集合体と大型 3 次元振動台による振動試験とその検証解析の結果について整理し、炉心耐震評価手法の開発について述べる。

2. これまでの成果

これまで、三菱重工（株）が所有する大型 3 次元振動台を用いて、炉心構成要素を模擬した模擬燃料集合体による振動試験を実施してきた。その試験結果を基に、REVIAN-3D による検証解析を行い、試験結果を精度よく評価できるようになってきた。本研究において、REVIAN-3D では、地震時の水平及び鉛直挙動について、模擬燃料集合体単体のみならず複数体の挙動を再現できるようになり、さらに、集合体の変形も模擬した状態で挙動を把握できるようになった。

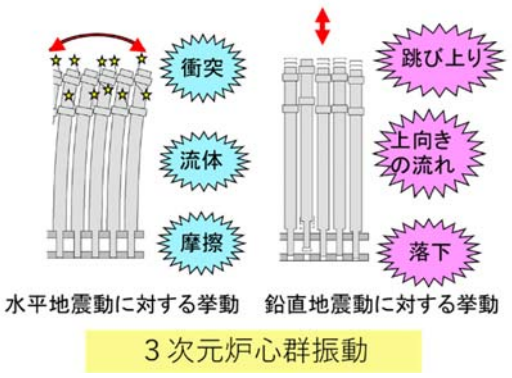


図 1　炉心群振動における着目点

3.今後の開発課題

これまでの大型 3 次元振動台による振動試験とその検証解析の結果から、地震時の炉心構成要素の 3 次元的挙動を REVIAN-3D で精度よく評価できることがわかった。今後は、将来の高速炉設計の際に REVIAN-3D を適用すべく既存炉の炉心を対象とした評価や図 2 で示すような投入反応度評価を実施していく必要がある。

（本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」、「高速炉国際協力等技術開発」及び「高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。）

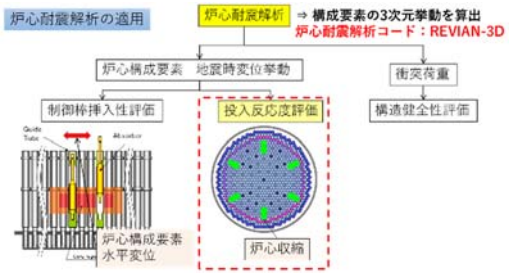


図 2 炉心耐震評価手法

* Tomohiko Yamamoto [1], Shinichiro Matsubara [2], Akihisa Iwasaki [2], Kazuteru Kawamura[2], Hidenori Harada [3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi Heavy Industries,LTD., [3] Mitsubishi FBR Systems,Inc

基準地震動を上回る入力に対する 3 次元免震装置の地震応答に関する基礎的研究

Fundamental Study of Seismic Response for Three-Dimensional Isolation System Including Beyond Design Basis Ground Motions

*内田 昌人[1]，宮川 高行[1]，深沢 剛司[2]，山本 智彦[3]
[1]日本原子力発電，[2]三菱 FBR システムズ，[3]日本原子力研究開発機構

タンク型ナトリウム冷却高速炉（SFR）の原子炉容器等の耐震性向上に資するとして著者らが提案する 3 次元免震装置を対象に、基準地震動を上回る地震動の入力に対する地震応答性状を地震応答解析により示すとともに、2 次元免震装置との比較によりその地震応答低減効果を明らかにする。

キーワード：タンク型ナトリウム冷却高速炉、原子炉容器、3 次元免震装置、地震応答低減効果、基準地震動を上回る地震動

1. 緒言

タンク型 SFR の原子炉構造を対象に国内への適用を踏まえた耐震性向上の検討を行っている[1]。プラント大型化には更なる耐震性の向上が必要であるため、1000MWe 級を想定したプラント概念を概略で用意し、その耐震性向上策の一つとして、3 次元免震装置（以下、3 次元免震）の研究開発を行っている[2]。装置は、図 1 に示す積層ゴムと皿ばね及び上下オイルダンパを組み合わせたもので、現在その要素試験を実施している。装置の地震応答低減効果を明らかにする目的で、基準地震動及びそれを上回る地震動の入力に対して、原子炉建屋の地震応答性状を地震応答解析により示すとともに、2 次元免震装置（以下、2 次元免震）と地震応答を比較した。

2. 検討条件

地震応答解析では 3 次元免震の終局荷重近傍の非線形特性を再現可能な解析モデルを用いた。基準地震動は「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-2015」の距離減衰式によって求めたマグニチュード 8.5 時の解放基盤面の応答スペクトル（コントロールポイント）とし、これに 2 倍から 4 倍までの係数を乗じて基準地震動を上回る地震動を設定した。また、比較のための 2 次免震は、図 1 の積層ゴムとした。

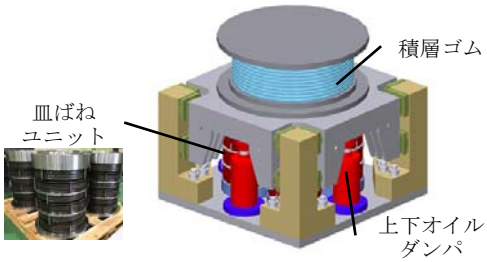


図 1　3 次元免震装置

3. 地震応答解析結果

原子炉建屋の床応答は、鉛直方向で図 2 に示すとおり入力の地震動が増大するにつれて、3 次元免震の地震応答低減効果が概ね係数倍に大きくなることが確認された。また、応答加速度と入力の地震動の大きさとの相関は線形の傾向にあり、基準地震動を上回る地震動に対しても安定した地震応答低減効果が確保できる見通しが得られた。次に、装置を構成する要素について、試験データ等を基に終局荷重を暫定し、入力地震動に対する各要素の履歴ループの荷重を評価した結果、基準地震動の 4 倍の入力地震動下でも終局荷重に至らず、十分な終局耐力を有する見通しが得られた。これにより、提案する 3 次元免震装置は、基準地震動を上回る地震動の入力に対しても構成する各要素の構造健全性が確保され、上下地震応答低減効果が期待できることが確認された。

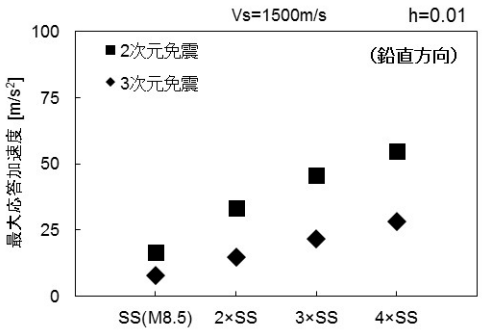


図 2　固有振動数 10 Hz での床応答加速度

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

〈参考文献〉

【1】内田ら,“耐震強化型ナトリウム冷却タンク型炉の検討（1)原子炉構造の検討”，原子力学会 2018 年秋の大会予稿集，岡山大学, 2018 年 9 月
【2】Fukasawa, T, et al. “Research and Development of Three-Dimensional Isolation System for Sodium-Cooled Fast Reactor: (Part 1) Proposal of Analytical Models Based on Loading Tests”, Proc. of the ASME 2018 PVP, PVP2018-84532, Prague, Czech Republic

*Masato Uchita[1], Takayuki Miyagawa[1], Tsuyoshi Fukasawa[2], Tomohiko Yamamoto[3]
[1]Japan Atomic Power Company, [2]Mitsubishi FBR Systems Inc., [3]Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 12, 2019 3:45 PM - 4:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 6:45 AM - 7:35 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[2K05-07] SFR Equipments

Chair:Masaaki Tanaka(JAEA)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2K05] Development of Ultrasonic Instrumentation for Liquid Sodium

(1)Experimental Study on Acoustic coupling Characteristics

*Yuta Abe[1], Kuniaki Ara[1] (1. JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2K06] Development of Ultrasonic Instrumentation for Liquid Sodium

(2)Study on Acoustic Coupling of Solid-Liquid Interface

*kuniaki Ara[1], Yuta Abe[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2K07] Advancement of detailed core bowing analysis code for fast reactor

(2)Irradiation deformation analysis of prototypic reactor-scale core

*Hirokazu Ota[1], Kazuya Ohgama[2], Hidemasa Yamano[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

ナトリウム用超音波計測技術の開発
(1)音響結合特性の把握

Development of Ultrasonic Instrumentation for Liquid Sodium
(1) Experimental Study on Acoustic Coupling Characteristics

*阿部 雄太，荒 邦章
原子力機構 大洗研

液体金属への超音波音圧の放射および受圧において異媒質界面における音響結合に係わる懸念の指摘がある。ナトリウム試験装置に設置した超音波センサを用いてナトリウム接液後の透過音圧の時間変化を調べた。

キーワード：音響結合、高速炉、超音波計測、ナトリウム

1. 緒言 液体金属への超音波応用計測手法の適用に際しては、超音波発受信面を液体金属との音響結合(所謂"濡れ性")が懸念されるが、これに関する定量的な知見は少ない。このため、ナトリウムとの接液界面の音響結合性、とりわけ再ナトリウム接液時における接液界面の音響伝播挙動を実験的に調査した。

2. 試験装置及び結果

2.1 試験装置及び試験条件 ナトリウム試験装置に設置された超音波流量計を用いて透過音圧の時間変化を測定した。超音波流量計の仕様は、周波数 2MHz の送受信一対のセンサを配管(SUS、2in-Sch20)の外表面の対角に設置されている。試験はナトリウムを 200℃で充填し、温度一定で循環運転中に計測した。今回の測定データは、試験装置建設後の最初の運転（ナトリウム接液）時に取得したデータ（同一試験条件）をレファレンスとして評価した。また、現象評価のための要件として、センサ性能が温度や時間の変化に影響されないことを事前に確認した。接液時の音響特性を評価する上では、接液前の Ar ガス雰囲気中の管理期間を考慮することが必要であり、今回の供試条件（Ar ガス雰囲気中管理期間）は、比較的長期間（3 年半）である。

2.2 試験結果 一対の送受信センサ間の伝搬音圧（透過音圧）のナトリウム充填時以降の時間変化をレファレンスデータと比較して図に示す。両者の到達音圧は同一であり、評価要件を満たしている。

レファレンスデータ（最初の接液）の透過音圧が最大かつ安定な状態（ほぼ完全な音響結合）への到達に要する時間が比較的長いのに対して、今回（再ナトリウム接液）のそれはほぼ瞬時に到達している。ただし、レファレンス条件においても流量計測に必要な音圧は接液直後から得られていることを付記する。

安定な音響結合に要する時間の差異を考えると、接液界面の音響伝播挙動が影響しているものと推察される。この差異の主たる要因は、レファレンスの未接液面の酸化被膜によるものと考える。一般に、酸化被膜の存在は音響結合の阻害要因として作用し、アルカリ金属ナトリウムで還元され消失し、ほぼ完全な音響結合に至る。この状態は、不活性雰囲気下で維持されれば、再接液時には、接液と同時に安定な音響結合が再現される。ここで、音響結合促進の主たる要因が酸化被膜の還元反応によるとすれば、ナトリウムの温度が寄与するので、音響結合性に及ぼす温度と時間の影響に関する知見を整理・拡充する。(現象の詳細についてはシリーズ後続(2)で報告)

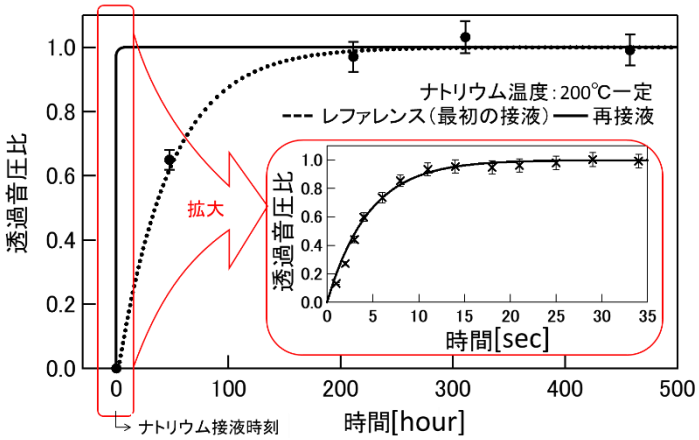


図 透過音圧の時間変化

3. 結言 再接液時の音響結合性の確保は、適切な不活性ガス管理によって達成される。今後、知見の蓄積から音響結合に関する現象解明及び改善を図ることにより、音響応用計測の高度化に資する予定である。

*Yuta Abe, and Kuniaki Ara , JAEA Oarai

ナトリウム用超音波計測技術の開発
（2）接液界面の音響結合メカニズム

Development of Ultrasonic Instrumentation for Liquid Sodium
(2) A Study on Acoustic Coupling of Sodium-Liquid Interface

*荒　邦章，阿部　雄太
原子力機構　大洗研

超音波音圧の伝播経路となるセンサ表面や配管と液体金属ナトリウム(Na)との界面における音響結合挙動について、異媒質間の音圧伝播メカニズムの観点から結合要件と方策について報告する。

キーワード：音響結合，高速炉，超音波計測，ナトリウム

1. はじめに

液体金属への超音波応用計測に際して、しばしば超音波音圧の液中放射に関わる問題、所謂「(音響的）濡れ性」確保の問題が指摘される。このため、本件は、報告者のナトリウム用超音波計測技術開発経験を基に、接液界面の音圧伝播挙動と結合メカニズムについて報告する。

2. 接液界面における音圧伝播挙動

2-1. 基本的理解：媒質間の音圧伝播（透過・反射）は、２つの媒質の音響物性によって決定されるが、所謂「濡れ性」として指摘される問題は、この理論上の音圧透過値に比して相当に低い値を示し、さらにその値が変動するという指摘である。この原因は、２つの媒質間に別の音圧伝播経路（領域）が存在し、その音響的特性に依るものである。本件では、２つの異媒質、即ち固体（超音波音圧放射＝プローブ表面）と固体に接液する液体ナトリウムとの間の音圧伝播現象とその変化挙動に着眼する。

2-2. 結合阻害要因とその挙動：図１．に接液界面の音響結合性に関わる要因の整理を試みた。「界面」欄に記載は接液界面の音響結合の直接的な影響要因を示し、それらに関与する間接的な影響要因を「ナトリウム」欄および「カバーガス雰囲気」欄に示した。接液界面の音圧伝播挙動における諸要因の関係および音響結合に及ぼす影響を以下の視点から検討した。

(1) 接液界面における音響結合を音圧伝播の連続性の視点から捉え、固体構成原子とナトリウム原子の隣接を阻止する２つの要因で考える。一つは「空隙」の存在でありその影響を評価した。他は固体表層様態(性状)および接液時に生じうる現象を基に、結合阻害要因となる媒質(物質)・領域の生成・消失を推定した。

(2) 上記の直接的要因について、ナトリウムの物理・化学的性質との関係（影響・寄与）ならびに温度・流動等のナトリウムの状態・使用環境条件との関連を整理した。

(3) 上記の検討結果から、アルカリ金属ナトリウムに固有の音響結合阻害要因およびその影響を把握するとともに、音響結合確保のための要件を整理した。

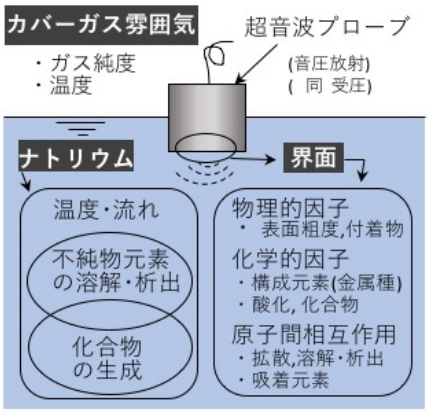


図１.接液界面の音響結合性影響要因

3. 知見と反映

ナトリウムへの音響応用計測技術適用の観点から異媒質界面の音響結合に関わる現象の理解を深めた。この知見を踏まえて、当該技術の実用或いは関連試験研究の実施に際する留意事項を整理した。

---

*Kuniaki Ara, Yuta Abe
JAEA Oarai

高速炉用詳細炉心湾曲解析コードの高度化
(2) 原型炉規模の炉心照射変形解析

Advancement of detailed core bowing analysis code for fast reactor
(2) Irradiation deformation analysis for prototypic-scale core

*太田宏一[1]，大釜和也[2]，山野秀将[2]
[1]電中研，[2]JAEA

六角形状の集合体ダクトを多数のシェル要素でモデル化する詳細炉心湾曲解析コードを米国で設計された ABR-1000 をベースとする炉心に適用し、照射にともなう集合体の温度変化や照射効果を反映した炉心変形が解析可能であることを確認した。

キーワード：高速炉、集合体変形、炉心湾曲反応度、中性子照射、ABR-1000

1. 緒言

高速炉では炉心損傷防止策の一つとして、過渡時の炉心形状変化による負のフィードバック反応度（=炉心湾曲反応度）の投入が期待されている。炉心湾曲反応度は通常運転時の集合体形状や集合体間の残留ギャップ幅などの影響を受けるため、精度の高い炉心湾曲解析手法を開発する必要がある。

2. 詳細炉心湾曲解析コード

電力中央研究所が開発を続けている詳細炉心湾曲解析コード ARKAS_cellule[1] では、従来 1 本のビーム要素でモデル化していた六角形状ダクトの壁面を多数のシェル要素で表わすことによって、集合体間の様々な接触形態に応じた断面形状の変化やそれに伴うダクト剛性の変化を考慮できる（図 1）。これまでに 331 体の集合体群に対する動作が確認され、単体～127 体の集合体群を対象とする IAEA ベンチマーク問題によって熱湾曲モデルの妥当性が検証されている。

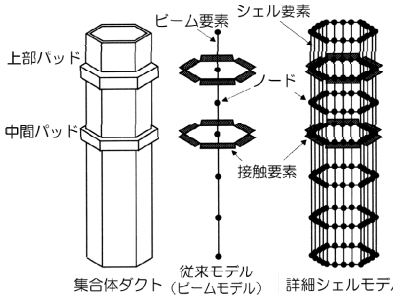


図 1. 炉心湾曲コードの集合体モデル

3. 原型炉規模の炉心変形解析

米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）で設計された原型炉級炉心 ABR-1000 [2] をベースに最外周の遮蔽体の一部を除いた 325 体の集合体からなる炉心（図 2）を対象に ARKAS_cellule によって、1 年の照射期間に渡る炉心変形挙動を解析した。表 1 に ABR-1000 集合体の仕様をまとめる。集合体の温度および中性子束分布は ANL による炉心核熱流力設計値を入力した。

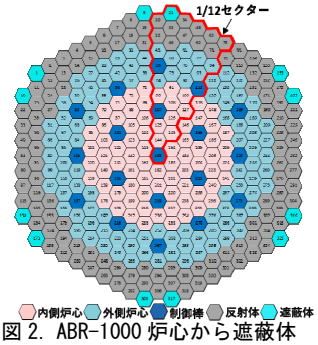


図 2. ABR-1000 炉心から遮蔽体の一部を除いた解析体系

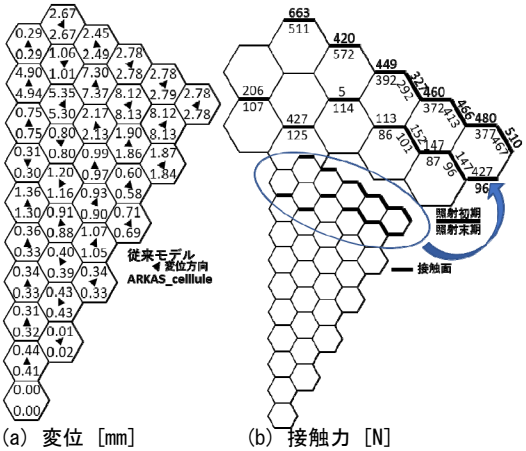
表 1. ABR-1000 炉心の集合体仕様

ダクト材	HT-9
ダクト全長	4470.4 mm
ダクト内対面距離	146.81 mm
ダクト肉厚	3.94 mm
中間パッド高さ	2514.6 mm
上部パッド高さ	4384.8 mm
中間･上部パッド肉厚	5.14 mm
中間パッド部クリアランス	13.14 mm
上部パッドクリアランス	2.23 mm

4. 結果と結論

ARKAS_cellule による上部パッド高さにおける照射末期の集合体変位の計算結果を従来モデルの結果と比較して図 3(a)に示す。なお、対称性に着目し、1/12 セクターの結果を示す。両モデルで集合体変位の方向は一致し、変位量も良く一致している。さらに照射初期と末期における接触力の解析結果を図 3(b)に示す。本体系では照射期間を通じて、反射体の上部パッドで接触が生じ、燃料集合体は全て自由湾曲する結果となった。また、照射初期に比べ末期に接触力が小さくなる傾向がみられる。これは、照射による反射体のクリープ変形がスエリング変形を上回り、炉心内側に塑性変形したことを反映していると考えられる。

以上より、ARKAS_cellule によって原型炉規模の炉心照射変形が、動作していることが確認できた。



(a) 変位 [mm]　(b) 接触力 [N]

図 3. 上部パッド面の集合体変位および接触力解析結果

参考文献 1. H. Ohta, et al., Nucl. Technol., 146 May 2004, 2. NEA/NCA/R (2015)9, 25-Feb-2016.

本成果の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「平成 30 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」によって得られたものである。

*Hirokazu Ohta[1], Kazuya Ohgama[2] and Hidemasa Yamano[2]
[1]CRIEPI, [2]JAEA

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

Thu. Sep 12, 2019 4:35 PM - 5:40 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 7:35 AM - 8:40 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[2K08-11] Advanced Reactor Development

Chair:Koki Hibi(MFBR)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2K08] Development of a small space reactor and application to SMR by using Joyo

*Tadashi Narabayashi[1] (1. Tokyo Tech)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2K09] Potential and Challenges for the Deployment of Micro-Reactors

*Takanori TANAKA[1] (1. RWMC)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2K10] Current status and issues of evaluation methods for plateout fission products behavior during accident conditions in High Temperature Gas-cooled Reactor.

*Kazuhiro SAWA[1] (1. Hokkaido University)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2K11] Development on extended burnup fuel technologies for practical high temperature gas-cooled reactors - Collaborative research with Kazakhstan -

*Shohei Ueta[1], Taiju Shibata[1], Jun Aihara[1], Asset Shaimerdenov[2], Daulet Dyussambayev[2], Masashi Takahashi[3], Hideaki Kishita[3], Shamil Gizatulin[2], Nariaki Sakaba[1] (1. JAEA, 2. INP, 3. NFI)

5:35 PM - 5:40 PM JST | 8:35 AM - 8:40 AM UTC

Time reserved for Chair

宇宙用原子炉の開発と常陽を活用した SMFR への展開

Development of a small space reactor and application to SMFR by using Joyo

*奈良林直[1]

[1]北海道大学

抄録：火星以遠の宇宙船の大型化や長期の航行に必要なエネルギー源としては，熱出力 MW 級の原子炉を熱源としたスターリングエンジン発電システムの優位性が明確になってくる。さらに長年の運転実績のある常陽を SMR として MA などの燃焼炉として活用する SMFR の基本概念を検討した。

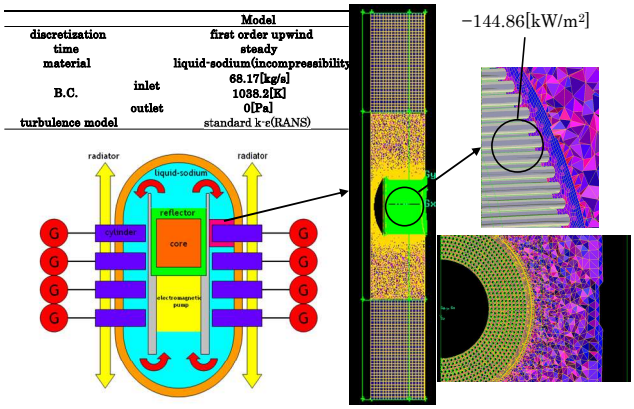
キーワード：SMR、MA 燃焼炉、常陽、高速炉、FR、SMFR、高レベル廃棄物地層処分、短半減期化

1. 緒言　筆者は，原子炉システムの応用分野の一つとして宇宙開発，特に有人深宇宙探査用宇宙船についてのフィージビリティ研究やスターリングエンジンの開発実験を行ってきた[1][2][3]。今回の発表では，これを発展させ、ナトリウム冷却高速炉を熱源としてスターリングエンジン発電システムなどの適用検討を行った。一方、米国を中心に小型モジュール炉（SMR）の開発が盛んになってきたが、まだ概念検討の段階で、実用化には 10 年～20 年といった歳月が必要である。一方、中国では営業運転を始めた AP1000 を 200MWe に小型化した CAP200 を SMR と称して型式認定して、既に石炭暖房の代わりの熱電併給炉として建設を開始している。我が国も公募事業で SMR の開発に着手したが、中国に先行されてしまうと国際競争には生き残れない。そこで、常陽を SMR として活用して、国際的開発競争の先頭に立つことを提案する。MA 燃焼を考慮し、SMFR と名付けた。

2. スターリングエンジン発電モジュールの開発　スターリングエンジンの高温源側のヘリウム温度は 600℃，低温源側はラジエータパネルで宇宙空間に輻射で放熱するため，高温にした方がラジエータパネルを小型化できるため，300℃とした。実験に用いたスターリングエンジンは，定格で 3.3kW の電気出力が得られる。出力がスケール S の 3 乗に比例する仮定すると 110kWe の出力となる。

実機のスターリングエンジンは，高速炉の冷却剤である液体金属ナトリウム加熱とすると，シリンダーヘッドの伝熱面積を増やす工夫が必要である。そこで，図に示すように Fluent を用いて CFD 解析を実施した。解析の結果、シリンダーヘッドの外側の伝熱管の配置とバッフル板などの形状を工夫することにより，伝熱管周りの液体金属ナトリウムの温度が均一化し，753℃の高温ナトリウムで 600℃のヘリウムガス温度が得られることが確認できた。

3. SMR 型高速炉と原子力推進宇宙船の開発　小型モジュール炉（SMR）タイプのナトリウム冷却高速炉の出力制御は反射体バッフル板で，中心部の 1 本の制御棒をバネで挿入し，万一の場合の炉停止とする。この高速炉は小型のため，炉心解析をすると、沸点 920℃のナトリウムが沸騰しても、炉心のボイド係数は負に維持されることがわかった。原子力推進宇宙船は地球火星間の航行を実現するための軌道設計を行った結果、プラズマロケット搭載基数 1 基の場合、約 8 カ月での火星到達が可能であることがわかった。なお、この高速炉は、水を用いておらず、作動流体はヘリウムであるため、ナトリウム-水反応のリスクは無く、SMR として有利である。



常陽の発電モジュールに適用すると、中間熱交換器や Na 2 次系が不要となり、常陽の炉心周りは極めてシンプルとなる。万一の場合の崩壊熱除去冷却のヒートシンクは空気とする。

4. 結言　MA 燃焼を目的とした小型高速炉およびスターリングエンジン発電システムからなる SMR、すなわち SMFR は、蒸気発生器などの Na 水反応のリスクがある機器を用いないため、シンプルかつ安全な原子炉となる。また、MA 燃焼を目的とすることで、バックエンドのうち地層処分の負担の軽減にもなる。

参考文献　[1] T. Narabayashi、 et al., "Total Energy-System for Manned Spaceship using Nuclear Reactor", ICONE15, 10865 (2007).　[2] T. Kitamura, Y. Yoshida, Y. Honma, T. Narabayashi, Y. Shimazu and M. Tsuji, Study on a Nuclear Spaceship for Interplanetary Cruise - Core Design of a Small Fast Reactor, Proc. of ICAPP2009, (2009).
[3]奈良林 直、SMR 型ナトリウム高速炉を熱源としたスターリングエンジン発電システムを搭載した原子力推進宇宙船の開発、機械学会動力エネルギーシンポジウム B114（2019）。

*Tadashi Narabayashi[1]、 [1]Tokyo Institute of Technology

マイクロ・リアクターの普及可能性と開発課題

Potential and Challenges for the Deployment of Micro-Reactors

*田中 隆則
原子力環境整備促進・資金管理センター

SMR（Small Modular Reactor）は、脱炭素社会のニーズ、再生可能エネルギーの大量導入時代の分散型電力システムへの対応、より高い安全性（より低い放射性物質拡散リスク）を求める社会的要求との親和性、などの観点から、国際的に関心が高まっており、様々な開発計画が進められている。SMR のうち、特に出力の小さい原子炉（Micro-Reactors）については、可搬型としての利用も構想されるなど、幅広い利用形態が考えられる。今後の原子力利用において、マイクロ・リアクターの果たす役割と普及可能性を展望すると共に、その実現のための課題を考察する。

キーワード: 小型モジュール炉（Small modular reactor），マイクロ・リアクター（Micro-Reactors），炉型戦略（Strategy of Reactor Design）

1. マイクロ・リアクターへの期待

マイクロ・リアクターは、出力が 10 MWe 程度以下の極めて小出力の原子炉であり、需要が小規模な閉鎖系での利用が想定されている。カナダなどでは、遠隔地における長期に亘り燃料の取替え不要な独立電源としての活用が期待されている。また、災害時など必要な際に、被災地の限られた需要に適用した電源としての利用も考えられており、運搬可能なシステム作りが必要となる。特に、出力が小規模なものは、宇宙開発や深海開発などの極限環境での利用が構想されている。

2. マイクロ・リアクターの開発動向

原子力の初期の利用は、米国で潜水艦の推進力を得る動力炉として始まった。日本においては、原子力船むつに出力 36 MWt の PWR が搭載された。それは、電気出力としてはマイクロ・リアクターに近いものの、現在、開発努力が進められているマイクロ・リアクターは、いずれも長期に亘る燃料交換を不要とする非軽水炉タイプで運搬可能なモジュラー型の革新炉である。

米国では、DOE の国立研究所が開発に取組んでいる他、多くの民間企業が開発を進めており、そのような実態を踏まえ、NEI がマイクロ・リアクターの開発ロードマップを作成している。カナダにおいては、高温ガス炉のマイクロ・リアクターを国立研究所のサイト内に建設・運転する具体的な計画も進められている。

3. 技術的特性

マイクロ・リアクターは、まず、完全な工場でのモジュラー生産となる。3D プリンターによる革新的製造技術の採用も構想されている。それがコンテナーに納められ、需要地まで運ばれ簡単に設置・利用される。安全性を高めるため、炉心の熱をヒートパイプで取り出し、ポンプ類を不要にするなどの新しいアイデアも採用されている。燃料取替えを殆ど不要とするため燃料にも HA-LEU の採用などが考えられている。

4. 開発・利用上の課題

マイクロ・リアクターは、その利用の形が、これまでの大型炉を大きく異なるため、安全性や、緊急時対策や核物質防護など、従来の考え方をそのまま適用できないケースが出てくると考えられる。また、マイクロ・リアクターに特有の技術や核燃料の採用に伴う問題も考えられる。このような課題について、分析すると共に、安全規制のあり方についても検討する。

Takanori Tanaka

Radioactive Waste Management Funding and Research Center

高温ガス炉の事故時における沈着核分裂生成物の挙動評価手法の現状と課題

Current status and issues of evaluation methods for plateout fission products behavior in accident conditions of High Temperature Gas-cooled Reactor.

*沢　和弘[1]

[1]北海道大学

高温ガス炉の安全評価上極めて重要な、1 次冷却設備中での FP 沈着、及びその事故時の挙動について、現状と課題を整理した。

Keywords：High Temperature Gas-cooled Reactor, Fission products, Plateout, Liftoff

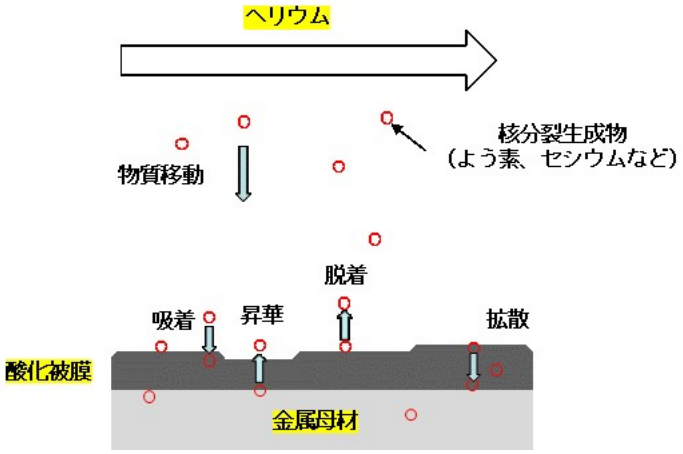
1. 緒言

安全性が高く、多様な熱利用が可能な高温ガス炉は、現在世界的に開発が促進されようとしている小型原子炉の一つであり、技術的に日本が世界をリードしてきている。高温ガス炉の設計基準事故レベルでは追加の燃料破損が生じることがないため、配管破断事故など、1 次冷却材が系統外に放出される場合の主たる放射線源は通常運転中に 1 次系内面に沈着した核分裂生成物（FP）になる。そのため、この沈着挙動、及び事故時の FP 離脱挙動の評価は極めて重要となる。

2. 評価手法の現状と課題

2-1. 通常運転中の FP 沈着挙動

図に高温ガス炉の 1 次系配管内表面における FP の沈着形態を示す。これまで、こうした形態に基づく沈着分布評価モデルを作成し、国内外の実験データを用いて検証してきており、よう素とセシウムについては､精度良く評価できる。このモデルに基づき、高温工学試験研究炉（HTTR）の遮蔽設計や安全評価が行われた。



2-2. 事故時の FP 挙動

配管破断時の沈着セシウム、よう素の離脱挙動については、HTTR の安全審査においては、1 次冷却系の大口径ギロチン破断時における離脱割合を定めるための研究を行った。その結果、乾燥条件下での FP の離脱は、よう素については化学脱着が、セシウムについては酸化被膜表面の剥離が主たる機構であることが明らかになった。一方、水系を接続した際の水浸入時の挙動については、化学的な脱着機構に基づく粗い評価か全量放出を想定せざるを得ない状況である。特に、水・水蒸気が浸入した際の、酸化被膜内に沈着しているセシウムの放出に関わる機械的プロセスについては全く知見がないのが現状である。

3. 結論

高温ガス炉の安全評価上重要な燃料及び FP の評価手法の現状と課題について整理した。今後の課題として、水侵入条件下における酸化被膜の挙動については、実験を含む検討が必要である。

---

*Kazuhiro Sawa

Hokkaido Univ.

高温ガス炉の実用高燃焼燃料技術の開発
ーカザフスタンとの国際共同研究ー

Development on extended burnup fuel technologies for practical high temperature gas-cooled reactors
- Collaborative research with Kazakhstan -

*植田 祥平[1]，柴田 大受[1]，相原 純[1]，Asset Shaimerdenov[2]，Daulet Dyussambayev[2]，
高橋 昌史[3]，木下 英昭[3]，Shamil Gizatulin[2]，坂場 成昭[1]
[1]原子力機構，[2]カザフ核物理研，[3]原燃工

燃焼度が従来の約 3 倍高い実用高温ガス炉への導入に向け、寸法仕様を新たに設定した被覆燃料粒子の製造技術を国内燃料メーカーと共同で確立し、カザフスタンとの共同照射試験を通じて高い照射性能を確認した。

キーワード：高温ガス炉，燃料，被覆燃料粒子，高燃焼度化，照射試験，照射後試験

1. 緒言

小型モジュラー炉として注目される高温ガス炉の被覆燃料粒子は、二酸化ウラン燃料核を炭化ケイ素等で四重被覆することで核分裂生成物の閉じ込め性能に優れ、高燃焼度に耐えうる性能を潜在的に有する。高温工学試験研究炉（HTTR）の燃料の燃焼度は 33GWd/t だが、実用化に向けてはその 3 倍を超える高い燃焼度が要求されている。そのため、燃焼に起因する内圧上昇に伴う破損（内圧破損）を考慮しない従来の HTTR 燃料に対し、高燃焼度化に伴うシステマティックな内圧破損を量産の燃料品質をもって最小限に抑える必要がある。これまで、原子力機構が設計した 100GWd/t 規模の高燃焼度に耐えうる新たな寸法仕様の被覆燃料粒子を、HTTR 燃料と同じ量産型四層連続被覆装置を用いて原燃工が製造し、高温ガス炉開発を国家計画とするカザフスタンの核物理研究所（INP）で WWR-K 照射炉施設を用いた照射試験を行い、設計通りの照射健全性を示した。[1] 今回、照射済み燃料の特性を詳しく調べることを目的とした照射後試験の結果を報告する。

2. 試験方法および結果

平成 27 年 4 月に燃焼度約 94 GWd/t に達した燃料コンパクトの照射後試験は、約 2 年の冷却期間を経て、INP にて平成 29 年 2 月から 2 カ年計画で実施された。その中で、実用炉の燃料要素の伝熱評価に必要な、燃料コンパクトの照射寸法収縮特性を調べた。物理特性の類似性に注目して選定した新しい国産母材原料（天然黒鉛、人造黒鉛、フェノール樹脂バインダー）を用いて試作した照射コンパクトを、従来材燃料コンパクトと同時に照射し、高速中性子照射量に対する寸法変化率を比較した結果（図 1）、従来の設計曲線に良い一致を示すことを確認した。

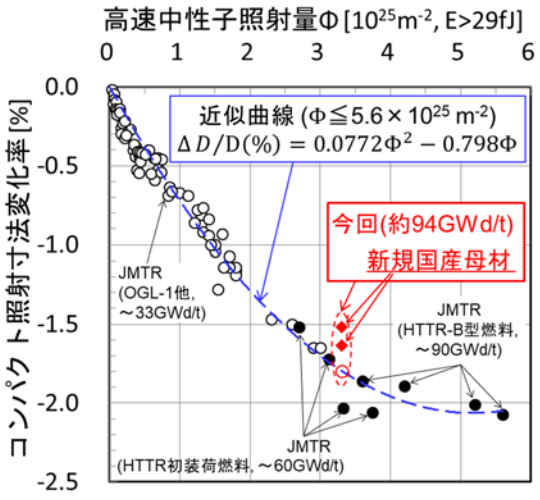


図 4#燃料コンパクトの照射寸法変化率#

参考文献 [1] 植田祥平他、高温ガス炉の照射性能に関するカザフスタンとの協力研究、2016 年春の年会、2N21

*Shohei Ueta[1], Taiju Shibata[1], Jun Aihara[1], Asset Shaimerdenov[2], Daulet Dyussambayev[2], Masashi Takahashi[3], Hideaki Kishita[3], Shamil Gizatulin[2], Nariaki Sakaba[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Institute of Nuclear Physics, [2]Nuclear Fuel Industries, Ltd.#

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

Thu. Sep 12, 2019 5:40 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 8:40 AM - 9:30 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[2K12-14] SFR Thermal Hydraulics

Chair:Matsubara Shinichiro(MHI)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2K12] 3D CFD calculation for confirming an effect of structure to suppress gas entrainment from liquid surface of Sodium-cooled Fast Reactor

*Hironori Nakamura[1], Masato Uchita[2], osamu watanabe[1], ichiyo matoba[1], satoshi hayakawa[1], Masaaki Tanaka[3], Yuichi Onoda[3] (1. MFBR, 2. JAPC, 3. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2K13] Analysis of gas entrainment phenomenon from free liquid surface in a sodium cooled fast reactor

Validation of velocity profile and St number in a flow field

*Moe Hirakawa[1], Tkaaki Sakai[1], Toshiki Ezure[2], Masaaki Tanaka[2] (1. Tokai University, 2. JAEA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2K14] Study on In-Vessel Coolability by Decay Heat Removal Systems in Sodium-cooled Fast Reactors

(3)Conceptual Design of an Integrated Sodium Test Facility AtheNa-RV/DHRS

*Masaaki Tanaka[1], Toshiki Ezure[1], Hiroyuki Miyakoshi[1], Nobuyuki Ishikawa[1], Ryo Shimizu[2], hironori Nakamura[2], Kazuhiro Oyama[2] (1. JAEA, 2. MFBR)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

3 次元 CFD 解析によるナトリウム冷却炉のガス巻込み対策構造の効果確認

3D CFD calculation for confirming an effect of structure to suppress gas entrainment from liquid surface of Sodium-cooled Fast Reactor

*中村 博紀[1], 内田 昌人[2], 早川 教[1], 的場 一洋[1], 渡辺 収[1], 小野田 雄一[3], 田中 正暁[3]
[1]MFBR, [2]原電, [3]JAEA

タンク型炉のホットプール自由液面からのガス巻込みを抑制するため、容器壁から内側に張り出したリング状のプレートを設置した場合の CFD 解析を行い、その有効性を評価した。

キーワード：SFR，タンク型炉，ガス巻込み，CFD，FBR

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉において、自由液面からカバーガスを巻込み炉心にガスが流入した場合、出力変動を生じさせる可能性があるためガス巻込みを防止する必要がある。フランスとの国際協力の中で検討しているタンク型炉はループ型炉と比較して容器径が大きいため、ループ型炉のように液面全体を覆うようなディッププレート（DP）を設置し、ガス巻込みを防止することは困難である。そこで、ガス巻込みの対策構造として、容器壁に図 1 に示すリング状のバッフルプレート[1]（BP）を設置することで、ガス巻込みを抑制することを検討している。本報告では BP の抑制効果について示す。

2. 解析手法、条件　まず 600 MWe 級のタンク型炉のホットプールを対象とした 3 次元 CFD 解析を行い、次に JAEA が開発したガス巻込み判定手法（StreamViewer[2]：SV）を用いて評価した。SV は CFD 解析で得られた自由液面直下の流速分布から渦を同定し、その循環 Γ と渦芯の下降流速勾配 α からガスコア（液面のくぼみ）の長さを乱流と表面張力効果を加味したバーガース渦モデルで計算する。本検討ではガスコア長さが中間熱交換器（IHX）入口窓深さを上回った場合にガス巻込みが発生するとした。解析条件は、プレナム内径：約 15 m、高さ：約 5.7 m、ナトリウム流量：約 7,900 kg/s、温度：550℃一様とした。また、炉心出口部に流入流速境界：約 4 m/s、IHX 内部に管束部の圧力損失、その出口に圧力一定境界を与え、自由液面は固定のスリップ壁とした。乱流モデルは RNG k-ε モデル、空間、時間差分スキームは 2 次精度を適用し、境界条件を一定とした URANS（Δt=0.025s）により流れ場の時間変動を解いた。

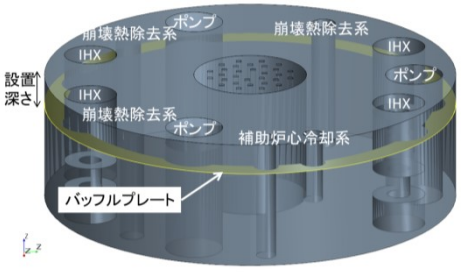


図 1 バッフルプレートの形状

表 1 CFD 解析より得られた液面での最大流速(m/s)

		自由液面からの設置深さ(m)		
		1.1	2.2	3.6
BP 幅(m)	0.3	–	0.78	–
	0.4	–	0.78	–
	0.5	0.88	0.70	0.69
	0.6	–	0.67	–
	0.7	–	0.76	–
	0.8	–	0.63（SV実施）	0.83

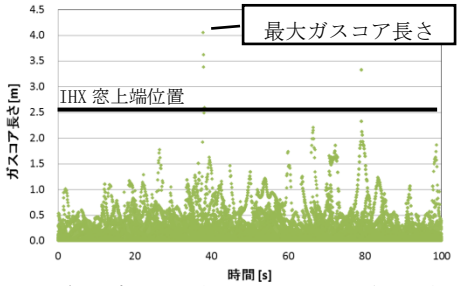


図 2 経過時間と発生したガスコア長さの関係

3. 解析結果　第 1 ステップは、ガスコア長さと相関がある液面での最大流速に着目し、BP の幅及び設置深さをパラメータとした解析を行った。表 1 に解析ケース及び結果を示す。この中から最も液面流速が遅くなった BP 幅 0.8 m、設置深さ 2.2 m の形状を第 2 ステップ、即ち、SV の評価対象に選定した。第 2 ステップでは、この非定常解析結果を SV に与え、自由液面部にみられる全ての渦に対し、ガスコア長さの時間変化を評価した。経過時間と発生したガスコア長さの関係を図 2 に示す。ガスコア長さは最大で 4 m 程度となり、対策構造無しの体系でのガスコア長さ 20 m 程度と比較すると大幅に低減した。しかし、4 m のガスコアは液面から IHX 入口窓上端までの距離 2.5 m より長いため、ガスコアが IHX 窓部に到達しガス巻込みを発生させる可能性がある。なお、SV は DP が設置された液面流速が比較的遅いループ型炉を対象に開発が進められたため、ガスコア長さを保守的に評価する傾向がある。タンク型炉への適用に当たっては予測の精緻化が必要と思われる。

4. まとめ　対策構造を設置することでガスコア長さは大幅に抑制可能だが、ガス巻込み発生の可能性は残った。今後は有効な対策構造がないか検討するとともに、SV の評価機能の精緻化を行う。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 30 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献

[1] 村松寿晴 他, PNC TN9410 91-318, 1991[2] K. Ito, et al., Journal of power and energy system Vol. 6, No. 2, 2012

*Hironori Nakamura[1], Masato Uchita[2], Osamu Watanabe[1], Ichiyo Matoba[1], Satoshi Hayakawa[1], Masaaki Tanaka[3] and Yuichi Onoda[3]
[1]MFBR, [2]JAPC, [3]JAEA

ナトリウム冷却高速炉の自由液面からのガス巻込み現象の分析

—流れ場の速度分布と移動渦に関する St 数の検証—

Analysis of gas entrainment phenomenon from free liquid surface in a sodium cooled fast reactor
- Validation of velocity profile and St number in a flow field -

*平川　萌[1], 髙部　湧吾[1], 今井　純也[1], 堺　公明[1], 江連　俊樹[2], 田中　正暁[2]
[1]東海大学, [2]原子力機構

自由液面を移動する非定常渦のガス巻込み現象について回流水槽を利用した PIV 計測を実施するとともに、同体系に対する流動解析を実施し、非定常渦周波数の予測性に関する比較検証を行った。
キーワード：ガス巻込み，CFD 解析，PIV 計測，ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉では、ガス巻込み現象が発生しカバーガスが冷却系に混入すると反応度の変動等を引き起こす可能性があり、発生の抑制のためガス巻込み現象について評価手法の構築が進められている[1][2]。実炉ではプレナム内で渦が移動し、非定常的なガス巻込み現象が発生すると考えられるため、著者らは回流水槽を用いた、移動を伴いつつ発達するガス巻込み現象に関する研究を行っている[3]。この研究では回流水槽試験部の流入流速に速度分布があることが確認されており、本研究では基礎的な速度データを収集するために詳細な速度測定を実施することとした。また、得られた測定結果に基づき CFD 解析を実行し平板からの後流渦周波数について実験と解析の比較を行い、解析における渦周波数の予測性を検証した。

2. 実験・解析方法

図 1 に回流水槽試験部概略図を示す。試験部は長さ 700mm、幅 300mm、底部にスリット状の吸込み部を有し、流れの直交方向に垂直平板が設置されている。この平板端に渦が発生しスリット上を移動渦が成長する体系である。実験では、回流水槽のモーター周波数を変化させ、PIV 計測により試験部入口領域のスリット板から液面間の高さごとに流速測定(計測時間 4s)を実施し、入口流速分布を把握した。また平板後流に発生する後流渦を入口から 200mm 下流のスリット直上(渦発生位置近傍)にて高さごとに流速測定(計測時間 42s、V_{in}=0.15m/s)を行い、流れ方向(X 方向)と直交方向(Y 方向)の速度データに FFT 解析を適応し渦周波数を求めた。

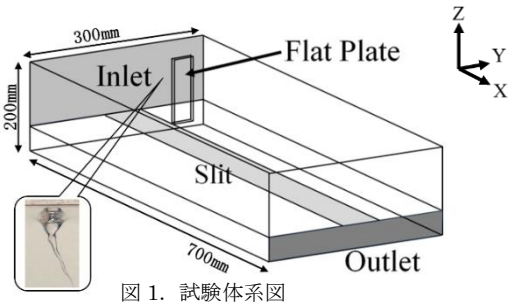


図 1. 試験体系図

解析ではメッシュサイズ約 5mm、メッシュ数約 35 万の解析メッシュを作成し、CFD コード(FLUENT)による非定常解析を実行した。Laminar モデルを使用し、入口流速分布は実験にて確認した分布を規格化し使用した。解析結果より実験と同じ位置での流れ方向と直交方向の渦周波数を求め、さらに Re 数と St 数を評価し、実験と解析の比較検討を行った。

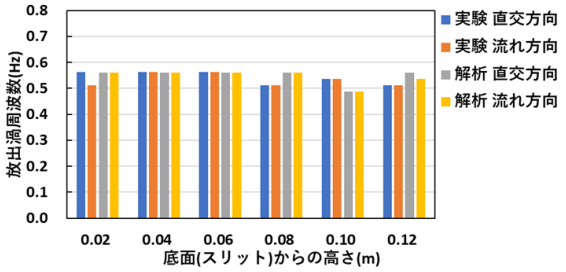


図 2. 放出渦周波数

3. 解析結果

渦周波数に関する実験と解析の比較結果(図 2)では、実験と解析どちらも液面に近づくにつれて渦周波数が多少上下する傾向がみられた。図 3 に各高さ位置での流速から求めた Re 数に対する、後流渦周波数に関する St 数を示す。St 数は文献値[4]の 0.145 と比較して実験と解析ともに全体的に多少大きい傾向がみられるが、概ね一致しており妥当な結果が得られたものと考えられる。

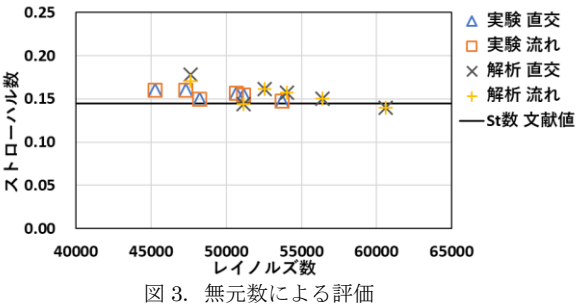


図 3. 無元数による評価

4. 結言

底面部にスリット出口を有する回流水槽を用いたガス巻込み実験を実施し、水槽流入部の速度分布を含む基礎的な実験データを蓄積した。また渦周波数について解析は実験結果の渦周波数を概ね再現しており妥当な解析結果が得られていることが確認された。今後はくぼみ渦のガスコアの深さの予測性等についてさらに検討を深める計画である。

参考文献

[1]大島ら, AESJ 論文誌 Vol.11, No.4, p.316-328(2012). [2]大島ら, AESJ 論文誌 Vol.11, No.4, p.329-339(2012) . [3] Moe Hirakawa ら, ICONE26-82477. [4] 廣川利男,『構造物の耐風工学』 (1997).

*Moe Hirakawa[1], Yugo Takabe[1], Junya Imai[1], Takaaki Sakai[1], Toshiki Ezure[2], Masaaki Tanaka[2].
[1]Tokai Univ[1], JAEA[2]

ナトリウム冷却高速炉における崩壊熱除去システムの炉内冷却特性に関する研究 （3）総合ナトリウム試験装置 AtheNa-RV/DHRS の概念検討

Study on In-Vessel Coolability by Decay Heat Removal Systems in Sodium-cooled Fast Reactors
(3) Conceptual Design of an Integrated Sodium Test Facility AtheNa-RV/DHRS

*田中 正暁[1]，江連 俊樹[1]，石川 信行[1]，宮越 博幸[1]，清水 亮[2]，中村 博紀[2]，大山 一弘[2]
[1]原子力機構，[2]ＭＦＢＲ

過酷事故（SA：シビアアクシデント）時を含む崩壊熱除去時の多様な炉内冷却システムの成立性確認を目的として設計検討を行っているナトリウム試験装置（AtheNa-RV/DHRS）に対し、総合効果試験としての要求項目に対応した系統構成及び炉心冷却器（DHX）を含む試験体概念の検討結果を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，崩壊熱除去システム，ナトリウム試験，炉内冷却特性

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の安全性強化の観点から、SA 時の崩壊熱除去能力の強化及び手段の確保が重要な課題である[1]。本報では、多様な炉内冷却システムの成立性確認を目的としたナトリウム試験装置（AtheNa-RV／DHRS）の概念検討として実施してきたこれまでの検討[2-4]を含め、試験体及び系統構成、計装（熱電対）配置の検討状況をとりまとめ報告する。

2. 試験装置の構成　図 1 に本試験装置の主要部位である模擬原子炉容器の概念図を示す。原子炉容器内部の自然循環崩壊熱除去を主要試験課題とし、上/下部プレナム、炉心部、炉上部機構、浸漬型 DHX 及び貫通型 DHX（タンク型炉 IHX としても機能）等を模擬する。タンク型炉での下部プレナムから炉心入口部に接続する 1 次系は、ポンプの設置と炉心閉塞状態（ループ閉止）を模擬するため、外部に引き出して構成する（図 1 に現れていない）。数値解析により浸漬型 DHX 稼働時の炉心部への低温流体の潜り込みと炉心部での集合体逆流等の再現性や、DHX 内での伝熱流動現象の実機模擬性を確認するとともに、結果を温度計測位置の検討に活用した。

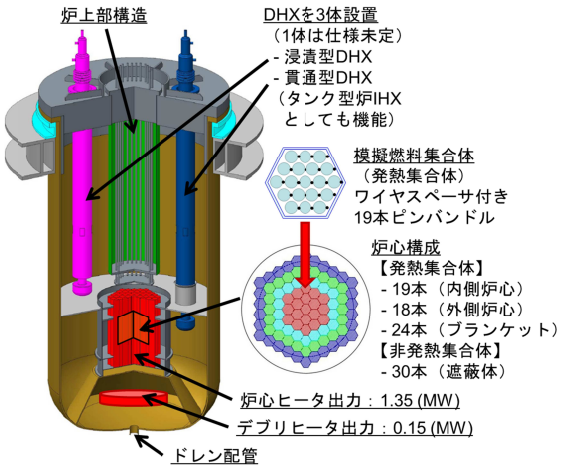


図 1　模擬原子炉容器概念図

表 1　試験装置の主な仕様

項　目	仕様（暫定）
作動流体	ナトリウム
全高	8050 mm
外径	3930 mm
縮尺比（炉容器径）	1/3 *JSFR[5]を基準
炉心ヒータ出力	1.35 MW
デブリヒータ出力	0.15 MW
集合体本数（炉心構成）	19本（内側炉心） 18本（外側炉心 24本（ブランケット） 30本（遮蔽体）
炉心ヒータ発熱長	330 mm
1次系最大流量	500 L/min
熱交換器内伝熱管本数	156本（浸漬型） 108本（貫通型）
最高温度	550 ºC

2-1. 炉心部　炉心を構成する模擬燃料集合体（発熱集合体）は 19 本の電気ヒータ内蔵のワイヤスペーサ付き模擬燃料ピン（ピン径は実機の約 2.5 倍）で構成され、炉心は発熱集合体（内側／外側炉心、ブランケット）と非発熱集合体（遮蔽体）で構成する[4]。

2-2. 炉心冷却器（DHX）　3 層以上の伝熱管群を有する浸漬型及び貫通型 DHX[4]が 1 基ずつ設置され、現時点で仕様は決定していないが、もう 1 体分の予備スペースを有する（図 1 では現れていない）。

2-3. 系統構成　1 次系配管及びポンプ等の機器、DHX の 2 次系配管及びポンプや空気冷却器等の機器について、配管の引き回しや既設ナトリウムループとの接続など、試験建屋（AtheNa）内の配置を具体化した。

3. 温度計測点の検討　既往ナトリウム試験（PLANDTL）[1]の知見及び数値解析結果を活用し、特に浸漬型 DHX 稼働時の炉内自然循環挙動に着目して、集合体内部及び集合体間ギャップ部、炉上部機構、上／下部プレナム（熱電対ツリー、炉容器壁内外面）、DHX 内部の熱電対配置（合計 1,000 点）を具体化した。

4. 結言　SA 時を含む崩壊熱除去時の多様な DHRS の成立性確認を目的とする AtheNa-RV/DHRS の系統構成及び試験体について、これまでの概念設計検討のとりまとめを行った。

本報告は経済産業省からの受託事業である「高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献　[1]H. Kamide, et al., NED, 312 (2017), p.30, [2]鍋島ら, 2016 年春の年会, 1D11, [3]田中ら, 2017 年秋の大会, 2J20, [4]田中ら, 2018 年秋の大会, 2H18, [5] M. Ichimiya, et al., Nuclear Engineering and Technology, 39, 171-186 (2007).

*Masaaki Tanaka[1], Toshiki Ezure[1], Nobiyuki Ishikawa[1], Hiroyuki Miyakoshi[1], Ryo Shimizu[2], Hironori Nakamura[2], Kazuhiro Oyama[2]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Mitsubishi FBR systems INC.

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[2L01-04] Tritium Process

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2L01] Effect of halogens on catalytic oxidation reactor of detritiation system

*Yuki Edao[1], Akiko Kondo[1], Yasunori Iwai[1] (1. QST)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2L02] Study of WDS for DEMO applied with heavy water cooled blanket

*Takahiko Sugiyama[1] (1. Nagoya University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2L03] Application of infrared absorption spectroscopy to the exhaust gas analysis of fusion test device

*Masahiro Tanaka[1], Naoyuki Suzuki[1], Hiromi Kato[1] (1. NIFS)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2L04] Migration estimation of tritium generated in lithium loop for A-FNS

*Makoto Oyaidzu[1], Ohta Masayuki[1], Ochiai Kentaro[1], Kasugai Atsushi[1] (1. QST)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

トリチウム除去系触媒酸化塔におけるハロゲンガス被毒影響

Effect of halogens on catalytic oxidation reactor of detritiation system

*枝尾 祐希[1]，近藤 亜貴子[1]，岩井 保則[1]

[1]QST

火災時に発生する各種不純物ガスの中でも触媒毒として知られるハロゲンがトリチウム除去系の触媒酸化塔の水素酸化効率に及ぼす影響を実験検証し、ハロゲン化水素の触媒に対する影響が触媒の種類により大きく異なること、触媒活性が低下することを明らかにした。

キーワード：トリチウム除去系，触媒酸化塔，ハロゲン

1. 緒言

核融合炉施設のトリチウム除去系（DS）の触媒塔は、施設異常時に発生した各種不純物ガスと共にトリチウムガスを酸化処理することが求められる。不純物ガスの一つとして、高分子材が火災により燃焼した場合に生じるハロゲン化水素がある。ハロゲンは触媒毒として知られているため、ハロゲン化水素についてもトリチウム除去系(DS)の触媒酸化塔に与える影響を評価しておくことは重要である。触媒塔は処理するガス種に対して最適な触媒金属と温度を選択する必要があるため、本研究では、触媒金属と温度をパラメーターとし、水素酸化反応率を評価指標として、ハロゲン化水素が触媒酸化塔に与える影響を精査した。

2. 実験

担持金属が異なる二種の触媒（白金/アルミナ、パラジウム/アルミナ）に対し、900ppm のハロゲン化水素（体積比基準 HF:HCl:HBr＝17:77:6）混合ガスを流量 4.0NL/min で 22 時間曝露した。ハロゲン化水素曝露後の触媒を触媒塔に 20cc 充填し、所定温度に維持し、1000ppm の水素を含む空気を流量 1.6NL/min で供給し、触媒塔出口の水素濃度のガスクロマトグラフ測定から水素酸化反応率を評価した。触媒温度を室温から 200℃まで変化させ、水素酸化反応の触媒活性の変化を精査した。

3. 結果考察

図 1 にハロゲン化水素曝露後の白金触媒及びパラジウム触媒の水素酸化反応率の温度依存性を示す。ハロゲン化水素に曝露させない触媒の水素酸化反応を比較すると、曝露後においても白金触媒はハロゲン化水素の影響は見られなかった。対して、パラジウム触媒は曝露後において水素酸化効率が明確に低下していることが確認できた。ハロゲン化水素を曝露したパラジウム触媒は、未使用時の濃灰色から褐色に変色しており、ハロゲン化水素とパラジウムとの反応によりパラジウム触媒の活性が低下する傾向があることが示唆された。この結果からハロゲン化水素の触媒に対する影響が触媒の種類により大きく異なること、パラジウム触媒はハロゲン化水素により時間とともに触媒活性が低下していくことが明確となった。

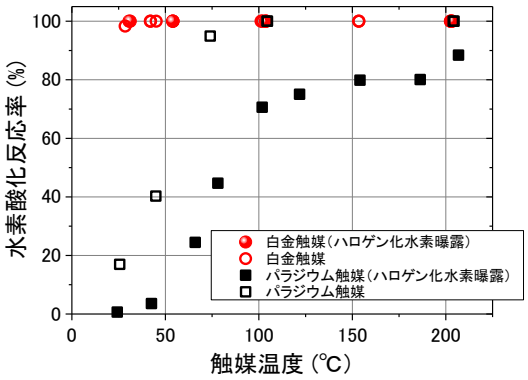


図 1　ハロゲン化水素曝露後の白金触媒及びパラジウム触媒の水素酸化反応率の比較

---

*Yuki Edao[1], Akiko Kondo[1] and Yasunori Iwai[1]

[1]QST

重水冷却ブランケットを採用した原型炉の水処理システムに関する研究

Study of WDS for DEMO applied with heavy water cooled blanket

*杉山　貴彦[1]
[1]名古屋大学

原型炉燃料サイクルに対応する目的で, 重水冷却ブランケットの適用を提案し, 水処理システムを検討した. 同位体分離法には減圧水蒸留法を選択した. 重水の処理量とトリチウム濃度，トリチウムの除去速度，濃縮流の割合が 6 t/h，370 GBq/kg，130 g/day，10^{-5} の条件において，蒸留塔の高さは約 160 m と見積もられた.

キーワード：原型炉，水処理システム，重水冷却ブランケット，減圧水蒸留法，トリチウム

1. 緒言　原型炉の燃料サイクルにおいては，トリチウムと重水素の精密な分離は必ずしも必要ではないが，軽水素の除去は重要な課題である．燃料サイクルへの軽水素の混入経路の一つは，ブランケット冷却水からのトリチウム除去である．軽水素の混入を極力低減するため，本研究では，ブランケットの冷却材に重水を用いた場合について，その水処理システムの概要を見積もった.

2. 方法　ブランケット冷却材として軽水と重水を用いた場合の利点欠点を考察し，また，同位体分離法として，水 - 水素化学交換法と減圧水蒸留法を比較検討し，重水冷却ブランケットと減圧水蒸留法の組み合わせを評価した．ITER 水処理システムおよび新型転換炉「ふげん」のデータを基に，重水の処理量Fとトリチウムのモル分率x_F，トリチウムの除去速度Px_pを 83 mol/s (6 t/h)，6.85×10^{-6} (370 GBq/kg)，5.0×10^{-4} mol/s (130 g/day)とした．蒸留塔の高さHは，トリチウム濃縮流の割合θに依存するため，これを主パラメータとして理論段モデルにより計算した.

3. 結果と考察　与えられた条件から，トリチウムの回収率は 88 %である．計算結果を図 1 に示す．塔底から回収されるトリチウム濃縮流は，同位体分離システム(ISS)に送られるため，ISS および電気分解の負担を軽減するために，できるだけ減容する必要がある．濃縮流の割合θが 10^{-5}（濃縮流量 60 g/h）の場合，必要な塔高さは 160 m となり，濃縮流中の T モル分率は 0.58 であった．この場合，濃縮流量と T モル分率は ISS にとって好ましいレベルだが塔高さが長大である．これらの値は，図 1 のグラフにおいて直線的に変化する．θを 10^{-3}（濃縮流量 6 kg/h）と大きくすると，塔高さは 100 m，T モル分率は 5.8×10^{-3} となり，ISS の負担が著しく増大するにもかかわらず，塔高さは半減にも満たない．なお，蒸留塔の循環／供給比を 10 とすると，塔の直径は約 17 m となった.

本研究の検討結果によると，重水冷却はその水処理システムの実現可能性が高くは無いが，重水冷却は，そもそも重水素を燃料とする核融合炉燃料サイクルと親和性が高く，T 増倍率にも寄与し得るなど多くの魅力があるため，引き続き検討の余地は有ると考える.

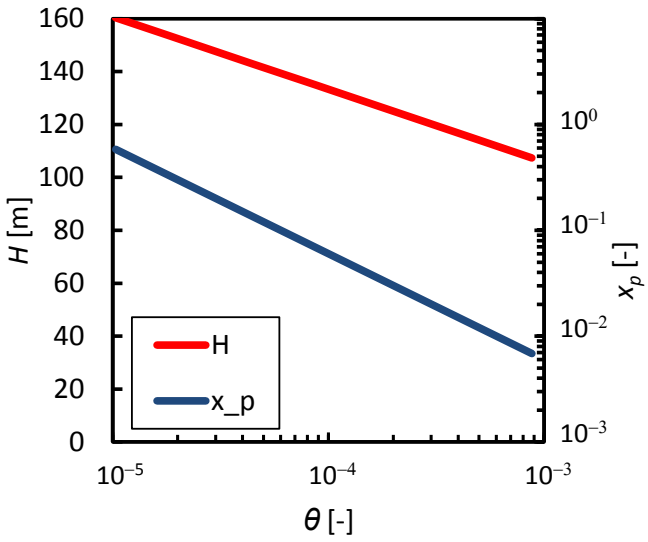


図 1　必要な蒸留塔高さと濃縮流 T 濃度

*Takahiko Sugiyama[1]
[1]Nagoya University

赤外吸収分光法による核融合試験装置の排気ガス組成分析の試み

Application of Infrared Absorption Spectroscopy to the Exhaust Gas Analysis in Fusion Test Device

*田中 将裕[1,2]，加藤 ひろみ[1]，鈴木 直之[1]

[1]核融合研，[2]総研大

核融合試験装置における水素同位体挙動解明の一助として、赤外吸収分光法を用いて排気ガスに含まれる極微量の炭化水素測定を試みた。その結果、炭化水素としてメタン、エタン、エチレンの存在が確認され、他の測定手法と定性的な一致を得た。

キーワード：核融合試験装置、排気ガス組成分析、炭化水素、赤外吸収分光法

1. 緒言: 核融合試験装置では、動作ガスとして水素同位体ガスが使用される。真空容器内外における水素同位体挙動を理解することは、核融合炉の燃料サイクル開発、安全管理の観点から重要である。核融合試験装置で生成される水素プラズマは、炭素材料との相互作用(化学スパッタリング)により C-H 結合を生成し、排気ガスには僅かであるが炭化水素成分が含まれる。これまでに、大型ヘリカル装置(LHD)を対象とした排気ガス組成分析では、ガスクロマトグラフ(検出器: 熱伝導検出器、検出下限値: 10 ppm)による測定で炭化水素成分が検出されなかった。一方、重水素プラズマ実験で生成されるトリチウムをトレーサーとして、排気ガス中のトリチウムの化学形態を観測すると、炭化水素状トリチウムの存在が確認された。そこで、炭化水素検出の新たな試みとして、長光路ガスセルを用いた赤外吸収分光法を適用したので、その結果を報告する。

2. 赤外吸収分光計測システム: 測定では、FT-IR 装置(Perkin Elmer, Frontier FT-IR)に、長光路ガスセル(PIKE, 光路長: 16 m, 容積: 2 L)を用いて炭化水素測定を試みた。測定ガスは、ガスセル内を真空(到達圧力: -95 kPa 以下、排気時間: 6 分)に排気後、被測定ガスを大気圧まで 8 分かけて導入することで採取した。測定条件は、波長分解能: 1 cm^{-1}、繰り返し回数: 80 回とした。採取操作は PLC で自動制御し、36 分毎に測定を行った。排気ガス測定は、軽水素プラズマ実験期のグロー放電洗浄(H_2, He)およびクライオポンプ再生ガスを対象に行った。

3. 測定結果: 図 1 に水素グロー放電洗浄時の赤外吸収スペクトルを示す。排気ガス中には CH_4、C_2H_6、C_2H_4、CO が観測され、トリチウム計測で検知された炭化水素の存在を確認できた。図 2 にヘリウムおよび水素グロー放電洗浄時の排気ガス組成変動を示す。ヘリウムグロー放電洗浄時には、炭化水素成分は少ないが、水素グロー放電洗浄の開始とともに炭化水素成分が増加することから、水素プラズマによる化学スパッタリングで生成されたことを示している。核融合科学研究所(ULAA023)および科研費(17K06998, 18H01204)の支援を受けた。

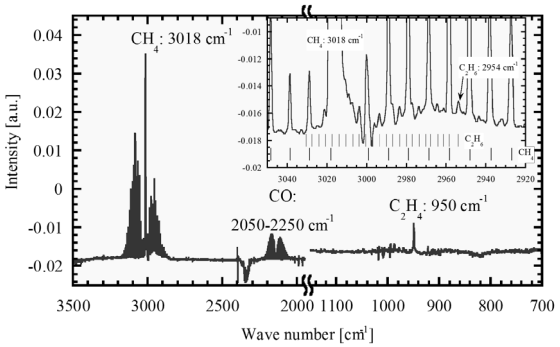


図 1 水素グロー放電洗浄時の吸収スペクトル

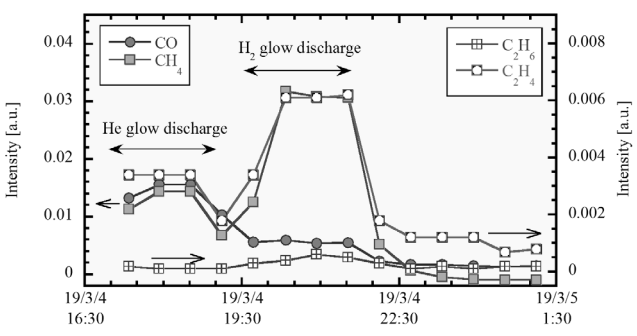


図 2 ヘリウム・水素グロー放電洗浄時の排気ガス組成変動

*Masahiro Tanaka [1,2], Hiromi Kato[1] and Naoyuki Suzuki[1]

[1]NIFS, [2]SOKENDAI

核融合中性子源 A-FNS リチウムループ中に生成するトリチウムの移行評価

Migration estimation of tritium generated in lithium loop for A-FNS

*小柳津 誠[1]，太田 雅之[1]，落合 謙太郎[1]，春日井 敦[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

核融合中性子源(A-FNS)定常運転状態におけるトリチウムの移行挙動評価と、必要なトリチウム処理系に関する検討を実施した。トリチウムの一次移行挙動評価よりループ建屋内や真空排気系に移行するトリチウム量を評価し、A-FNS リチウムループ建屋に必要なトリチウム処理容量および排気風量の評価を実施した。

キーワード：核融合中性子源，A-FNS，トリチウム，液体リチウムターゲット

1. 緒言

現在、概念設計活動を進めている核融合中性子源(A-FNS)では、液体リチウム(Li)ターゲットに 40 MeV の重陽子を入射し、14 MeV 近傍に生成量ピークを持つ中性子を発生させると同時にトリチウム(T)が生成する。配管の透過等によりループ外に移行する T は、被ばく防護等の観点から適切に処理する必要がある。そのため、本研究では、A-FNS 定常運転状態における T の移行評価を実施し、T 処理系に関する検討を行った。

2. 検討

図に A-FNS 定常運転状態におけるリチウムループ系に関するトリチウム移行モデルを示す。本モデルに基づき、各移行に関し、IFMIF の設計条件[1]より配管面積や厚さ等トリチウムの移行計算に必要なパラメータを設定し、数値計算を実施した。なお、トリチウム濃度のみ、A-FNS 用に IFMIF から緩和した濃度設定値(18appm)[2]を用いた。また、リチウム中のトリチウム生成速度(143 GBq/h)は、[1]にて報告された年間生成量の半分の値より見積もった。

3. 結果

A-FNS 定常運転下では、コールドトラップにほとんどの T がトラップされる一方で、テストセル、熱交換器、ループ建屋にそれぞれ 0.014, 44, 1.1 MBq/h の速度で透過する一方で、ターゲット面等の真空との界面を持つ箇所における揮発により 580 MBq/h の速度で真空排気されると見積もられた。上記値を用い、各種法令値に適合できるよう T 処理系必要容量を評価した結果、11 万 m^3/h の建屋換気風量と 15m^3 程度の希釈排水槽(週 1 回のバッチ排水想定)により、真空排気系由来の高濃度 T 廃水以外排出できること、最低 0.1 m^3 の高濃度 T 水貯槽が必要であることを明らかにした。

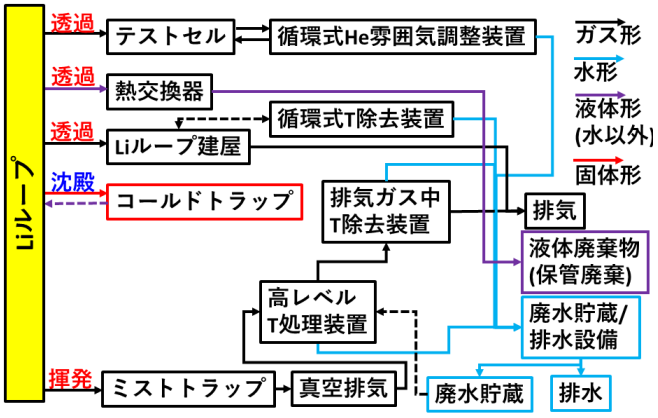


図 Li ループ系トリチウム移行処理モデル

4. 結論

定常的に Li ループよりループ外に移行する T に関し、高濃度 T 廃液のみ保管し、それ以外は法令値に則り換気あるいは希釈排水により排出する設計が可能であることを明らかにした。

参考文献

[1] J. Knaster et al., *Nucl. Fusion*, 55 (2015) 086003.

[2] M. Oyaidzu et al., Fusion Eng. Des., in press. (doi: https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.02.140)

---

*Makoto Oyaidzu[1], Masayuki Ohta[1], Kentaro Ochiai[1] and Atsushi Kasugai[1]

[1]QST

Oral presentation | VI. Fusion Energy Engineering：601-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Iisotope Effect, Safe Handling)

Thu. Sep 12, 2019 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[2L05-09] Tritium Behavior, Control

Chair:Yuki Edao(QST)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2L05] Study on T-production Li rod for HTGR

Influence of Li nuclear heat generation on T containment performance

*Yuki Koga[1], Hideaki Matsuura[1], Takuro Suganuma[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Goto[4], Shigeaki Nakagawa[4], Etsuo Ishitsuka[4], Shimpei Hamamoto[4], Kenji Tobita[5] (1. Kyushu Univ., 2. Kyushu Univ., 3. Kindai Univ., 4. JAEA, 5. QST)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2L06] Upjet ejection of Lithium-lead droplet for tritium recovery

*Fumito Okino[1], Keisuke Mukai[1], Juro Yagi[1], Satoshi Kanesha[1] (1. IAE Kyoto University)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2L07] Comparison of water release behavior and tritium release behavior from soil

*Kazunari Katayama[1], daiki Ishii[1], Takahiro Matano[1], Makoto Oya[1], Toshiharu Takeishi[1] (1. Kyushu Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2L08] Tritium recovery from soil immersed in tritiated water by microwave assisted acid dissolution method

*Daiki Ishii[1], Kazunari Katayama[1], Toshiharu Takeishi[1] (1. Kyushu Univ)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2L09] A new paradigm of tritium emission control

*konishi satoshi[1] (1. Kyoto Univ.)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

高温ガス炉における T 製造用 Li ロッドの検討
~T 閉じ込め性能に及ぼす Li 核発熱の影響~

Study on T-production Li rod for HTGR
~ Influence of Li nuclear heat generation on T containment performance~

*古賀友稀 [1], 松浦秀明 [1], 菅沼拓朗 [1], 片山一成 [2], 大塚哲平 [3],
後藤実 [4], 中川繁昭 [4], 石塚悦男 [4], 濱本真平 [4], 飛田健次 [5]
[1] 九大院工, [2] 九大院総理工, [3] 近大理工, [4]JAEA, [5]QST

高温ガス炉におけるトリチウム(T)製造用 Li ロッドにおいては、^{6}Li(n,α)T 反応による核発熱が生じる。本研究では核発熱によるロッド内の温度分布が Li ロッドからの T 流出量に及ぼす影響を調べた。

キーワード: 高温ガス炉, トリチウム製造, Li ロッド, 核発熱, トリチウム閉じ込め

1.緒言

DT 核融合炉の研究開発において、炉工学試験の実施や原型炉初期装荷用にトリチウム(T)が必要である。T の調達方法として高温ガス炉に Li を装荷することによる T 製造法が提案されている[1]。この T 製造法では ^{6}Li(n,α)T 反応を利用する。我々は Li 装荷体として図 1 の構造を持つ Li ロッドを検討している。高温条件における T 閉じ込め性能維持のために Zr の利用を想定しているが、Zr 表面の水素化物や酸化物の形成による T 吸収性能低下を防ぐためには Zr に Ni 被覆を施す必要がある[2]。ロッド内では ^{6}Li(n,α)T 反応により温度分布が生じる。HTTR(高温工学試験研究炉)を用いた T 製造を想定した場合、Li ロッド内の核発熱は 1 本当たり 300 W 程度と見積もられる。これによりアルミナ層の T 閉じ込め性能は低下するが、Zr の T 吸収性能の向上により T 流出量を抑制できる可能性がある。本研究では Li の核発熱が Li ロッドの T 流出に及ぼす影響を評価する。

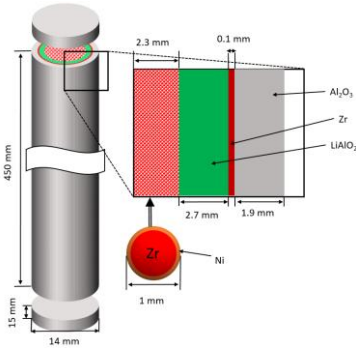


図 1 Li ロッドの構造

2.評価方法

1120 K の燃料ブロックに装荷した Li ロッドに対する熱伝導方程式を解くことで Li ロッドの温度分布を評価した。温度に応じたアルミナ層の T 拡散係数[3]、中空部温度及び Zr の T 吸収時間 τ(T 分圧が e^{-1} になる時間と定義[2])を用いて、T 発生・流出・吸収のバランス式により T 流出量を評価した。今回は Zr 温度上昇により τ が低下する関係が、Zr 表面に水素化物や酸化物が形成することに影響されないと仮定した。計算条件として熱出力 30 MW の HTTR を用いて年間 30 g の T を製造することを想定した。従って Li ロッドの T 製造量は 1 本当たり 0.0667 g、発熱量は 329 W となる。

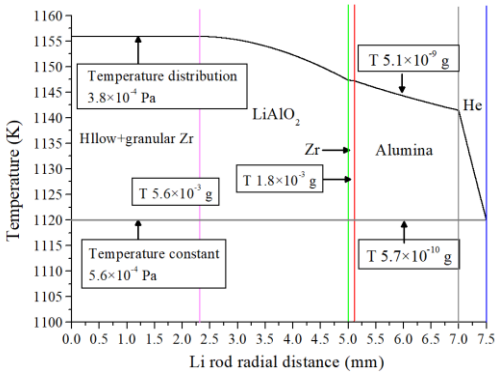


図 2 Li ロッドの温度分布

3.結果及び考察

図 2 に Li ロッドの温度分布及び 1 年運転後の T 存在量を示す。核発熱を考慮することで Li ロッド表面温度は 1140 K、アルミナ層最大温度は 1147 K、中心の最大温度は 1156 K に上昇する(核発熱を考慮しない場合は 1120 K で一様)。運転期間に対する T 流出量(積算値)を図 3 に示す。核発熱を考慮しない場合、Zr 水素吸蔵実験から評価した τ は 1.22 ms[2] であるため T 内圧が 5.6×10^{-4} Pa となり、Li ロッドの T 流出率は 8.8×10^{-4} %になる。核発熱を考慮した場合、アルミナの拡散係数は最大 9 %増加する。一方 τ は 0.794 ms に低下し T 内圧が 3.8×10^{-4} Pa に減少する。これによりアルミナ層中の T 量が低下し、T 流出量が 8.5 %減少することが分かった。また、核発熱の考慮による T 流出量減少の度合いは Zr 性能の低下に従って増加した。発表では HTTR を用いた T 製造時における T 流出量をより正確に評価するため、HTTR 炉心各段の温度の違いを考慮し、各位置での T 製造量、Li ロッド発熱量から炉心全体としての T 流出量を評価する。

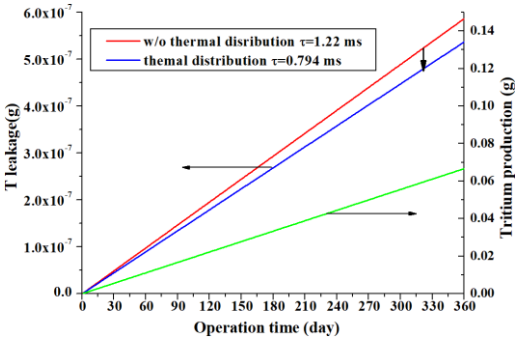


図 3 運転期間に対する T 流出量

参考文献

[1] H. Matsuura, et al.: Nucl. Eng. Des., 243 (2012) 95-101. [2] H. Matsuura, et al.: to be published in Nucl. Eng. Des. (online: https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.02.009). [3] K. Katayama, et al., Fusion Sci. Tech., 68 (2015) 662-668.

---

*Yuki Koga[1], Hideaki Matsuura[1], Takuro Suganuma[1], Kazunari Katayama[2], Teppei Otsuka[3], Minoru Minoru[4], Shigeaki Nakagawa[4]
Etsuo Ishitsuka[4], Shinpei Hamamoto[4], Kenji Tobita[5] [1,2]Kyushu Univ.,[3]Kindai Univ.,[4]JAEA,[5]QST

リチウム鉛液滴　上方放出によるトリチウム回収に関する基礎検討

Upjet of PbLi droplet in vacuum for tritium extraction

*興野　文人[1]，向井　啓祐[1]，八木　重郎[1]、小西　哲之[1]

[1]京都大学エネルギー理工学研究所

抄録;　WCLL 等液体増殖ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄに対応するﾘﾁｳﾑ鉛液滴方式ﾄﾘﾁｳﾑ回収装置の実現性検討を実施した。ﾉｽﾞﾙ径 1.0mm 流速 3.6 m/s の上方放出、装置寸法　径 4.m×1.5m(h)にて対応可能な結論を得た。

キーワード：　液体増殖ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ､ﾘﾁｳﾑ鉛，液滴，ﾄﾘﾁｳﾑ回収，上方放出

1. 緒言

ﾘﾁｳﾑ鉛(PbLi) 液滴を真空中落下させる方式(VST)は高能率なﾄﾘﾁｳﾑ回収が可能である事を実験室ﾚﾍﾞﾙで過去確認した。VST を原型炉に実用規模で適用するには液滴の大径化（小ﾉｽﾞﾙ数）が望ましいが回収率を維持する為には落下時間を延長する必要があり逆に装置大型化を招く。解決の為、上方放出による液滴の長時間真空滞留の実現性を検討し、併せ装置の概略規模を算出した。

2. 理論検討

2-1. 液滴大径化と必要滞留時間

Fig. 1 に滞留時間と推定回収率の関係をﾉｽﾞﾙ径をﾊﾟﾗﾒｰﾀとしてﾌﾟﾛｯﾄした。目標回収率は過去の報告より 0.8 以上、ﾉｽﾞﾙ径は We 数優位限界より 1.2mm 以下とした。　回収率が液滴の球体振動数に依存すると仮定した安全推定ではﾉｽﾞﾙ径 1.0mm にて滞留時間 0.64s が必要と判明した。

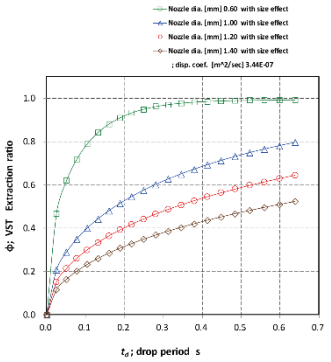


Fig. 1. 落下時間と回収能率、液滴径の関係

2-2. 上方放出による液滴生成の可能性検討

We 数が Fr 数に対し優位の範囲、即ち重力影響が小さい時、上方放出でも液滴は下向き同様に生成されると予想され水を使用した実験で生成を確認した。

2-3. 上方放出による液滴相互干渉の可能性検討

Fig. 2 に液滴上方放出の挙動を模式図で示す。相互干渉は頂上付近でのﾋﾟｯﾁ分布と径分布に依存する事がわかる。液滴生成状況は高速ﾋﾞﾃﾞｵでの分析から正規分布で近位でき分散は径 σ_d=0.15,　ﾋﾟｯﾁ σ_p=1.82（平均径無次元化）であった。Fig. 3 に上記より計算した射出角と干渉率の関係を示す。干渉率 10%以下に制約すると射出角は 60° 以下とする必要があると判明した。

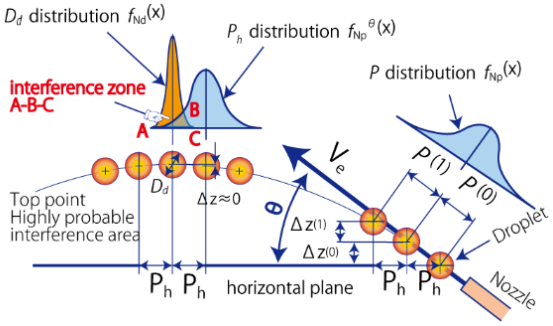


Fig. 2. 上方射出による液滴相互干渉

2-4. 回収装置基本仕様

ﾘﾁｳﾑ鉛増殖ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄでのﾄﾘﾁｳﾑ回収を想定した時、適用 VST はﾉｽﾞﾙ径 1.0mm 流速 3.6m/s 必要ﾉｽﾞﾙ数はﾙｰﾌﾟ毎 1.0×10^4, 流量 264kg/s　装置規模は約径 4m、塔高 1.5m となった。

3. 結論

ﾘﾁｳﾑ鉛を想定した液体増殖ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄに適応する上方放出方式ﾄﾘﾁｳﾑ回収装置は実用規模で可能と考えられる。

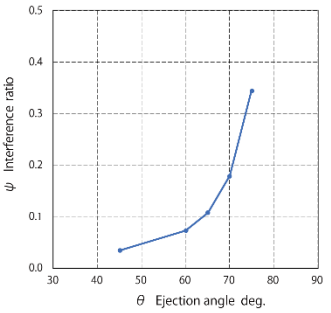


Fig. 3. 上方射出角と相互干渉率

参考文献

[1] M.Utili et. al., Fus. Eng. Des., https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.04.083

*Fumito Okino[1], Keisuke Mukaii[2] , Juro Yagi[1] , Satoshi Konishi[1]

[1]Kyoto University, Institute of Advanced Energy

土壌からの水分放出挙動とトリチウム放出挙動の比較

Comparison of water release behavior and tritium release behavior from soil

*片山 一成[1]，石井 大貴[1]，俣野 貴宏[1]，大宅 諒[1]，竹石 敏治[1]

[1]九州大学

天然土壌からの加熱に伴う水分放出挙動と、トリチウム水に長期間浸漬させた天然土壌からの加熱に伴うトリチウム放出挙動を観測した。4 つの放出ピークを仮定した脱離モデルを提案し、水分脱離量と脱離速度定数を求めた。土壌から放出されたトリチウムと水分の比(T/H)は、浸漬水中の T/H 比よりも小さかった。

キーワード：トリチウム、土壌、昇温脱離

1. 緒言

核融合炉発電プラントでは、大量のトリチウム水を取り扱うため、万が一のトリチウム水漏えい事故を想定して、周辺環境におけるトリチウム挙動を把握しておくことが必要である。土壌を構成する粘土鉱物中には、一般に吸着水、層間水、構造水といった水が存在することから、粘土鉱物がトリチウム水と接触すると軽水素との同位体交換反応等によってトリチウムが土壌に捕捉されると推測される。これまでの研究により、トリチウム水に浸漬した天然土壌を加熱するとトリチウムが放出されることが明らかとなっている。しかしながら、脱離量や脱離速度についての定量的な理解は十分ではない。そこで本研究では、加熱に伴う水分およびトリチウム脱離挙動をモデル化し、数値解析コードを作成した。実験により得られた水分放出曲線、およびトリチウム放出曲線に対して数値計算結果をフィッティングすることで、脱離量および脱離速度を定量した。

2. 実験内容

2-1.水分放出実験

天然土壌を石英管に充填し、アルゴンガスを 300cc/min で流通させながら、室温から 1000℃まで 5℃/min で加熱した。充填層出口ガス中の水分濃度は水分計で測定した。

2-2.トリチウム放出実験

長期間トリチウム水(約 300kBq/cc)に浸漬した土壌の一部を石英管に充填し、100cc/min のアルゴン気流中で十分乾燥させた後、1000℃まで 5℃/min で加熱した。放出トリチウムは水バブラーで捕集し、液体シンチレーションカウンターで測定した。

3. 解析方法

土壌における水分吸着式として、リチウムセラミックスや金属表面への化学吸着水に適用してきた形式のものを用いた。この式は、その温度で土壌中に滞留可能な水分濃度 q^*[mol/g]を示す。加熱に伴う水分脱離は、その時点での脱離可能な水分濃度 q [mol/g]と q^*との差を駆動力とし、脱離速度定数を K_d [g/(m^2･s)]とした。試料充填層内での水分物質収支式を数値的に解き、充填層出口での水分挙動を計算し、実験結果と比較した。フィッティングにより水分吸着式及び K_d を求めた。トリチウム水に対しても同様に計算した。

4. 結果及び考察

図 1 に昇温開始後のトリチウム放出曲線と水分放出曲線の実験結果と計算結果を示す。水分、トリチウムとも 4 つの放出ピークを仮定することで計算結果は実験結果を上手く再現できた。それぞれのピークに対して、水分吸着式を求め、水分放出量とトリチウム放出量から放出 T/H 比を算出した。浸漬したトリチウム水中の T/H 比に対する放出 T/H 比は低温側ピークから 0.49、0.07、0.05、0.16 となった。浸漬水 T/H 比に比べて、放出 T/H 比が小さいことがわかる。トリチウム水浸漬中に水中と土壌中の T/H 比が平衡に到達していたと仮定すると、土壌に保持されたトリチウムの多くが脱離していない可能性がある。1000℃加熱後の土壌中におけるトリチウム残留量の定量が必要である。

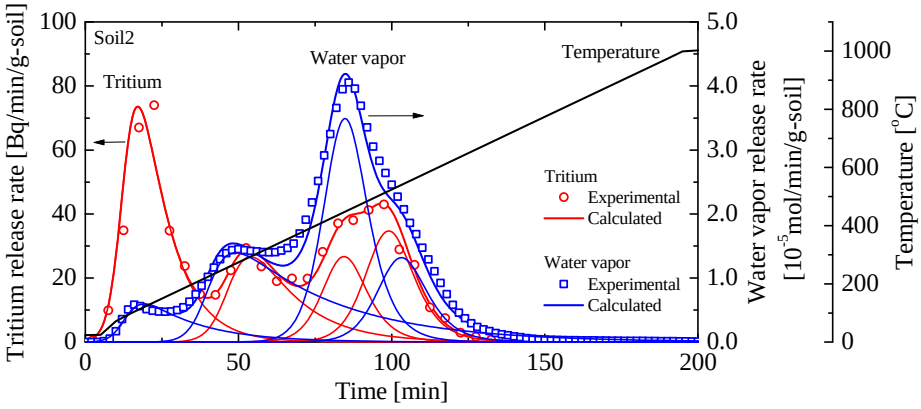


図 1 加熱に伴う水分放出とトリチウム放出の比較

*Kazunari Katayama[1], Daiki Ishii[1], Takahiro Matano[1], Makoto Oya[1], Toshiharu Takeishi[1]

[1]Kyushu Univ.

マイクロ波支援酸溶解法によるトリチウム水浸漬土壌からのトリチウム回収

Tritium recovery from soil immersed in tritiated water by microwave assisted acid dissolution method

*石井 大貴[1]，片山 一成[1]，竹石 敏治[1]
[1]九州大学

濃度の異なるトリチウム水に浸漬した天然土壌をアルゴン気流中で室温から 1000℃まで加熱して、トリチウム放出挙動及びトリチウム放出量を比較した。トリチウム放出挙動、トリチウム放出量共に概ね一致した。本研究を通じて、トリチウム水の濃度と土壌へのトリチウム捕捉量には依存性がないことが示唆された。

キーワード：トリチウム、土壌、酸溶解、昇温脱離

1. 緒言

核融合炉発電プラントでは大量のトリチウム水を取り扱うため、万一のトリチウム水漏洩事故を想定して、土壌中でのトリチウム挙動を理解しておくことが必要である。土壌を構成する粘土鉱物中には、一般に吸着水、層間水、構造水といった水が存在することから、トリチウムはこれら土壌中の軽水素と水中の軽水素との同位体交換反応によって土壌中に保持されているものと推測している。そこで本研究では、土壌中でのトリチウム挙動の理解を深め、土壌中に捕捉されたトリチウムの回収方法を検討する。現在、トリチウムが付着した土壌試料を室温から 1000℃まで加熱する加熱実験、加熱後の土壌試料を酸分解する酸溶解実験の 2 工程でトリチウムの回収を試みている。本実験では濃度の異なるトリチウム水(120kBq/cc,250kBq/cc)に浸漬した土壌試料を用いて加熱実験を行い、加熱時のトリチウム放出挙動及びトリチウム放出量を比較した。

2. 実験

実験装置概略図を図 1 に示す。九州大学キャンパス内で採取した天然土壌を用いて実験を行った。トリチウム水(120kBq/cc,250kBq/cc)に長期間浸漬した土壌試料 3g を石英管に充填した。その後、100cc/min のアルゴンガスの流通により充填層試料を十分に乾燥させ、電気炉で 1000℃まで 5℃/min で加熱した。充填層出口ガス経路には、酸化触媒塔を設置し、その前後にバブラーを配置した。水蒸気状成分(HTO)は酸化触媒前のバブラーで、水素状及び炭化水素状成分(HT や CH_3T 等)は白金触媒で酸化され HTO に変換した後、バブラーで回収した。バブラーは 5 分毎に交換し、水中のトリチウム濃度を液体シンチレーションカウンタで測定した。また、加熱後の試料の一部をマイクロ波支援酸溶解法により溶解し、残留トリチウム量を調べた。

3. 結果及び考察

図 2 に、昇温開始後のトリチウム放出挙動を比較した。2 種類の試料共に放出ピーク位置はほぼ一致した。左から順に土壌粒子の表面に吸着されていた表面吸着水、土壌を構成する粘土鉱物の層間に存在する層間水、粘土鉱物中の水酸基等の構造水と考えられる。第 2 バブラーのトリチウム濃度に着目すると、土壌試料(120kBq/cc)では 400℃以降に濃度が上昇した。これは土壌内の有機物が熱分解し、水素状及び炭化水素状のトリチウムが放出されたと示唆される。又、加熱時に放出されたトリチウム量を比較すると、土壌試料(120kBq/cc) では 3.3kBq/g、土壌試料(250kBq/cc)では 3.5kBq/g と概ね一致した。また、酸溶解により放出されたトリチウム量は、ほぼ同じであった。このことから浸漬したトリチウム水の濃度と土壌へのトリチウム捕捉量には依存性がないことが示唆された。

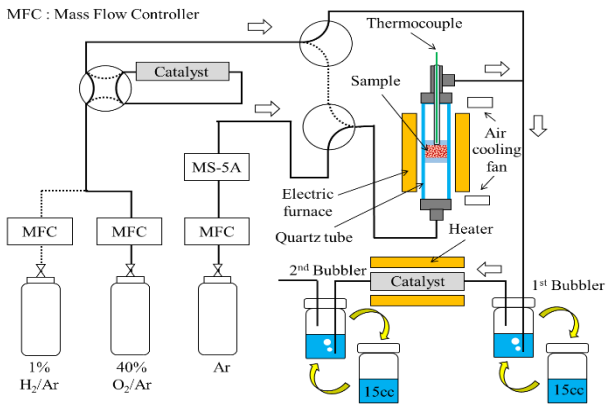


図 1　トリチウム放出実験装置概略図

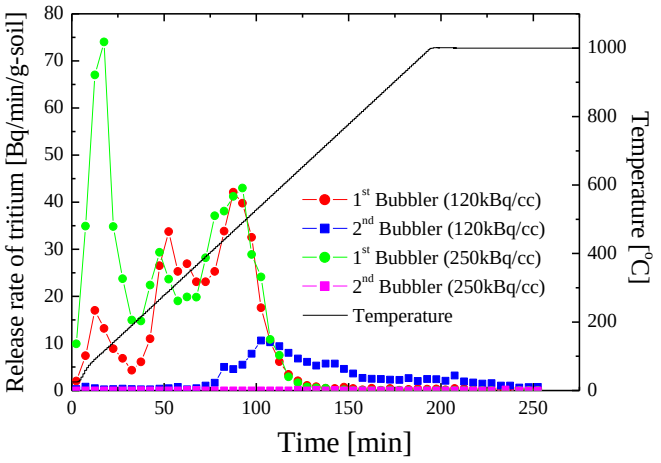


図 2　加熱に伴うトリチウム放出挙動

*Daiki Ishii[1], Kazunari Katayama[1] and Toshiharu Takeishi[1]
[1]Kyushu Univ.

トリチウム放出管理の新しいパラダイム

A new paradigm of tritium emission control

*小西　哲之[1]

[1]京都大学　エネルギー理工学研究所

核融合施設を念頭にトリチウム放出管理に関する新しいアプローチを考察した。施設は十分規制限度を下回る濃度でトリチウムを放出しても周辺環境では濃度上昇が検出され、風評被害や社会受容問題の恐れがある。放出後の環境挙動まで考えた放出管理と、その影響の社会的な共有が必要となる。

キーワード：トリチウム、環境濃度、放出管理、風評被害、濃度限度

1. はじめに

放射性物質を扱う施設は、周辺住民の被ばくを十分低く抑えるように法令で定められた濃度限度を十分下回る濃度で、通常時、異常時の排気や廃液の放出を管理している。一方トリチウムは相対的に被ばく影響が少ない核種であるため、十分低い濃度で放出しても環境で検出されやすい。そこで、トリチウムの環境動態と核融合プラントの特徴を考慮して、従来の排出時の濃度管理に加え、環境濃度に配慮し、社会的な同意を得ることを中心とした施設の設計、建設及び運用の方法論を検討した。

２．施設からのトリチウム放出と環境移行

図１に核融合プラントの一般化簡略化したトリチウムフローを示す。トリチウムは３重程度の閉じ込め障壁で異なる濃度で取り扱う。ブランケットや熱交換器から、透過や漏えいでより大量の媒体に移行し、排熱とともに大量の冷却水ないし冷却塔からの排気として環境に放出される。各障壁内で回収されたトリチウムは同位体分離で濃縮される。異常時は障壁に破れが生じるが、放出されるトリチウムは量や放出経路が若干ことなっても同じように環境を移行する。

図２に長期のトリチウムの環境挙動を示す。年間放出量が決まっていたとしても長期にトリチウムは蓄積し、数１０年濃度上昇は続く。さらに生物中での挙動から代謝化合物も評価できる。被ばくは主に食物経由で、μSv レベルなので健康影響は無視できる。しかし食物での検出は容易で、風評被害の可能性は残る。

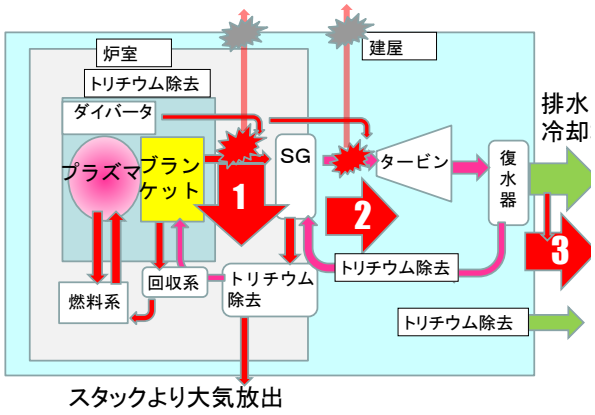


図１一般化した核融合炉トリチウムプロセス。

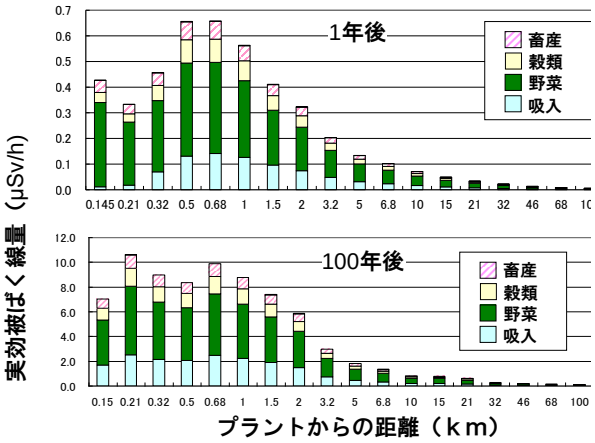


図２　定常放出トリチウムの環境での蓄積。

3. まとめ

核融合炉からのトリチウム排出は不可避であり、濃度限度を守っていても環境での濃度上昇は問題になりうるので、それを考慮した新たな管理法が求められる、立地環境に応じて、特に食物や生産物への移行を避けるような放出法は選択可能である。海洋での放出は大量の水による同位体希釈が期待できるが、水産物の漁獲水域を避ける等の対策は必要であろう。農作物に関しては、大気放出を避けられないときは水素の化学形とするなど、可食部の濃度上昇を防ぐとともに、事前に地元に説明し了解を得ることも必要であろう。福島以降、放射性物質の管理は、社会の理解、合意を基にした方法を考慮すべき段階にあるといえよう。

*Satoshi Konishi[1], Institute of Advanced Energy, Kyoto University

General Meeting

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[2L_GM] 「核融合工学部会」第53回全体会議

[2L_GM] General Meeting

General Meeting

[2L_GM] 「核融合工学部会」第53回全体会議

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room L (Common Education Bildg. 2F E22)

[2L_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:20 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[2L10-15] Solid/Liquid Breeding Materials

Chair:Keisuke Mukai(Kyoto Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2L10] Static electric granulation and sintering for tritium breeding solid-ceramics sphere
Granulation condition of ceramics powder by dry method

*Yuri Natori[1], Norihiro Ikemoto[1], Kazuo Yonehara[1], Katsuyoshi Tatenuma[1] (1. Kaken Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2L11] Effect of Li_2O content on CO_2 absorption characteristics of Li_2TiO_3

*Yuma Akita[1], Masaaki Yamamoto[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Graduate school of maritime sciences,kobe university)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2L12] CO_2 absorption characteristics of high density Li_2ZrO_3 under moist air exposure

*MASAAKI Yamamoto[1], YUMA Akita[1], AKIRA Taniike[1], YUICHI Furuyama[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2L13] Compatibility test for tritium permeation barrier coatings with solid breeder pebbles

*Takumi Chikada[1], Matthias H.H. Kolb[2], Kazuki Nakamura[1], Keisuke Kimura[1], Marcin Rasinski[3], Yoshimitsu Hishinuma[4], Regina Knitter[2] (1. Shizuoka Univ., 2. KIT, 3. FZJ, 4. NIFS)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2L14] Compatibility between Fusion Reactor Blanket Structural Material F82H and Solid Breeder Lithium Oxide

*Keiji Oishi[1], Takayuki Terai[1] (1. Univ. of Tokyo)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2L15] Corrosion behavior of multi-layer coating for tritium permeation reduction in liquid lithium-lead

*Erika Akahoshi[1], Moeki Matsunaga[1], Keisuke Kimura[1], Kazuki Nakamura[1], Riho Endoh[1], Martin Balden[2], Yoshimitsu Hishinuma[3], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Max Planc Institut, 3. NIFS)

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

固体トリチウム増殖材セラミックス微小球の静電造粒焼成法
--セラミックス粉末の乾式造粒条件の検討--

Static electric granulation and sintering for tritium breeding solid-ceramics sphere

-- Granulation condition of ceramics powder by dry method --

＊ 名取 ゆり，池本 憲弘，米原 和男，蓼沼 克嘉

株式会社 化 研　Kaken Inc.

本研究は、セラミックス等の粉末の粒子間に作用する静電気による帯電凝集特性を利用する造粒法で、バインダーを添加せず完全乾式法で造粒し、そのまま回転炉で焼成させて球状セラミックスの焼結体を作製する新しい方法である。完全乾式法のため、水や有機溶媒に対し反応性や溶解性が高いセラミックス粉末に有用であり、特に増殖材リチウム酸化物微小球を効率的に量産する方法としては適している。

[キーワード] 国際核融合炉実験炉, TBM, リチウム酸化物, 先進トリチウム増殖材料, 造粒, 静電気

1. 緒言

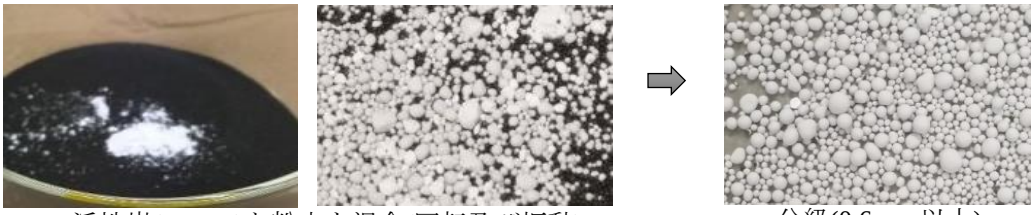
セラミックなどにおける粉末の造粒は、工業規模で広く必要とされ 社会的ニーズが高い。融合炉ブランケットシステムに装荷されるトリチウム増殖材料は、高いトリチウム増殖特性が要求され、リチウム含有セラミックスを始発原料とした 1mm サイズ程度の微小球が提案されている。その造粒方法としては、一般的に湿式もしくは乾式による粉末調整、造粒、焼成など複雑な工程が必要とされる。微小な球体形成を行う造粒工程は、始発粉末の原料特性によって、凝集、付着、流動、分散等を調整するバインダーや溶媒の選定、さらに造粒を適正化するための機械加工など、多くの試行錯誤が必要であった。これらの方法を改善するため、結合剤、溶媒、分散剤など添加剤を一切必要としない完全乾式法の効率的な造粒法を開発した。

2. 実験

本研究は、静電気が粉末の粒子間に作用する帯電による凝集特性を利用し、球体を形成する方法である。帯電効果を高めるため、静電気力が高いとされる活性炭と原料粉末を混合し振動や回転を与えることにより、凝集力が向上し球体成形が促進された。

3. 結論

この造粒法によれば、バインダーや溶媒などを一切使用することなく、微小球を効率的に作製できる（図１）。造粒後の焼成工程においては、バインダーなど添加剤を分解させるための加熱処理が必要ないため、短時間で微小球焼成品が得られる。本法は、化学的に活性な原料粉末に特に有用な方法であり、帯電に支配される粒子間の付着性や凝集性の影響と造粒性及び品質を報告する。



活性炭(0.5mm)と粉末を混合(回転及び振動)　　分級(0.6mm 以上)

図１　帯電力による凝集特性と球体形成

*Yuli Natori, Norihiro Ikemoto, Kazuo Yonehara, and Katsuyoshi Tatenuma

Kaken Inc.

Li_2TiO_3 の CO_2 吸収特性に及ぼす含有 Li_2O の影響

Effect of Li_2O content on CO_2 absorption characteristics of Li_2TiO_3

*秋田 佑馬, 山本 真旭, 谷池 晃, 古山 雄一
神戸大学海事科学部海事科学研究科

本研究では試料内部の Li_2O 量を変化させて Li_2TiO_3 試料を作製し、それらを湿潤空気及び乾燥空気に曝露して Li_2TiO_3 の CO_2 吸収特性に及ぼす含有 Li_2O の影響を調べた。分析には非ラザフォード後方散乱分光法(NRBS)を用い、試料の表面近傍領域における元素組成の変化と CO_2 吸収量を調べた。

キーワード：ブランケット候補材料、NRBS 分析、Li 金属化合物、Li_2TiO_3、CO_2 吸収、Li_2O

1. 緒言

固体ブランケット候補材料である Li_2TiO_3 は室温で大気中の CO_2 を吸収することが知られている。Li_2TiO_3 は化学的に安定であり H_2O と反応しないとされているが、曝露雰囲気中の湿度が高くなると CO_2 吸収量が増加することが過去の実験結果で示されている。973K 以上で試料を焼結すると試料作製に用いた Li_2CO_3 粉末から Li_2O が生成される可能性があり[1]、従来の焼結試料では 1000K で試料を作製しているため、試料中に Li_2O の生成が考えられる。本研究では、Li_2TiO_3 試料内部に Li_2O が存在することによる CO_2 吸収特性への影響について調べた。

2. 実験

900K で焼結した Li_2TiO_3 試料、1000K で焼結した Li_2TiO_3 試料、及び 1000K で焼結した試料に 1%（Li_2TiO_3 との質量比）の Li_2O を添加した Li_2TiO_3 試料をそれぞれ作製した。それらの試料を室温で湿潤空気に曝露し、100 時間毎に NRBS 分析を行った。得られた NRBS スペクトルから各元素の面密度を算出し、炭素の面密度を CO_2 吸収量として評価した。また、上記の試料を乾燥空気にも曝露し、同様の手順で分析を行った。

3. 結果と考察

試料を湿潤空気に曝露した結果を図 1 に示す。この図の横軸は曝露時間、縦軸は炭素面密度である。湿潤空気曝露 900 時間後の各試料における炭素面密度は、900K で焼結した試料が 0.82×10^{18} [cm^{-2}]、Li_2O を添加した試料が 3.27×10^{18} [cm^{-2}]、1000K で焼結した試料が 1.20×10^{18} [cm^{-2}]となった。このことから湿潤空気下において試料内部の Li_2O の量が増加するに従って CO_2 吸収量も増加することが示唆された。

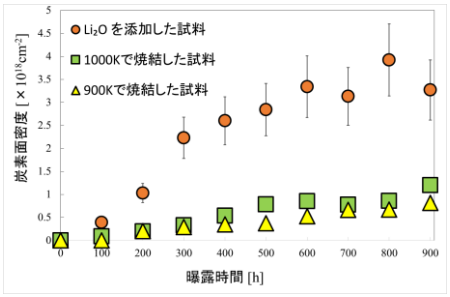


図 1. 湿潤空気下での CO_2 吸収量の時間変化

また、試料を乾燥空気に曝露した結果を図 2 に示す。この図の横軸、縦軸は図 1 と同様である。乾燥空気曝露 300 時間後の各試料における炭素面密度は、900K で焼結した試料が 0.73×10^{18} [cm^{-2}]、Li_2O を添加した試料が 0.90×10^{18} [cm^{-2}]、1000K で焼結した試料が 0.67×10^{18} [cm^{-2}]となった。曝露時間 300 時間において、乾燥空気下での Li_2O 添加試料の CO_2 吸収量が湿潤空気曝露のそれと比べて半分以下となった。このことから、曝露雰囲気中の湿度が高いほど Li_2TiO_3 の CO_2 吸収特性に対して Li_2O は強く影響を及ぼすことが示唆された。

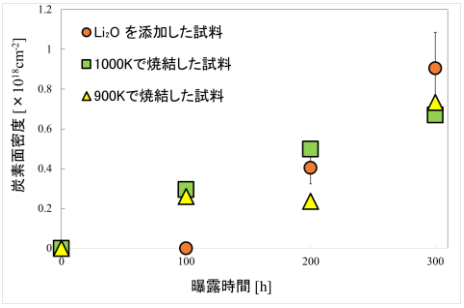


図 2. 乾燥空気下での CO_2 吸収量の時間変化

参考文献

[1] Satoshi Fukada, et.al, Fusion Engineering and DesignVolume 124, November 2017, Pages 787-791

* Akita Yuma, Masaaki Yamamoto, Akira Taniike, Yuichi Furuyama
Graduate School of Maritime Sciences Kobe University

湿潤空気下での高密度 Li_2ZrO_3 の CO_2 吸収特性

CO_2 absorption characteristics of high density Li_2ZrO_3 under moist air exposure

*山本 真旭, 秋田 佑馬, 谷池 晃, 古山 雄一
神戸大学大学院海事科学研究科

Li_2ZrO_3 試料を湿潤空気や乾燥空気に曝露することで Li 金属化合物の CO_2 吸収における曝露雰囲気中の H_2O の影響を調べた。曝露した試料に対して非ラザフォード後方散乱分光法（NRBS）と X 線回折法（XRD）を用い、試料の表面近傍領域における Li と O の収量変化と CO_2 吸収量及び結晶性を調べた。

キーワード： ブランケット候補材料、Li_2ZrO_3、CO_2 吸収特性、NRBS、XRD

1. 緒言

固体ブランケット材料の候補の 1 つとされている Li_2ZrO_3 は、室温で大気中の CO_2 を吸収し材料表面に Li_2CO_3 を形成する。このことにより、材料強度、熱耐性、トリチウム放出特性が低下する恐れがあるため、Li_2ZrO_3 の CO_2 吸収特性を調べることは重要である。これまでの研究により Li 金属化合物を湿潤空気に曝露すると CO_2 吸収量が増加することが分かっている。本研究では Li_2ZrO_3 試料が CO_2 を吸収する際の Li と O の挙動に着目し、湿潤空気と乾燥空気に曝露した試料の試料表面近傍領域での Li と O の深さ密度分布について調べた。分析には NRBS 及び XRD を用いて、試料表面近傍領域の CO_2 吸収量や曝露前後での Li と O の収量の変化、結晶構造について評価した。

2. 実験

ZrO_2 と Li_2CO_3 の粉末を粉砕、攪拌し固相反応を用いて Li_2ZrO_3 試料を作製した。さらに、本研究では曝露前後での Li と O の収量変化を確認するために、試料を高温かつ長時間焼結することで試料表面から Li と O が多く欠損した試料を作製した。試料表面から Li と O が欠損した試料を湿潤空気、乾燥空気に曝露し、50 時間毎に NRBS を用いて試料の表面近傍領域における Li と O の収量変化や元素組成を調べた。NRBS スペクトルから算出した炭素面密度を CO_2 吸収量として評価した。また、試料に対して XRD 分析を行い、得られた XRD スペクトルから結晶構造を評価した。

3. 結果と考察

試料表面から Li と O が欠損した Li_2ZrO_3 試料を湿潤空気と乾燥空気に曝露し NRBS 分析を行った。右図は湿潤空気に曝露した試料の NRBS スペクトルである。図において縦軸は収量、横軸はエネルギーである。このスペクトルをもとに、試料表面から 2 μ m までの原子数密度を積分し面密度を求めた。未曝露試料の Li の面密度は 0.96×10^{18}[cm^{-2}]、O の面密度は 5.24×10^{18}[cm^{-2}]であった。試料を湿潤空気に 50 時間曝露すると Li の収量が増加し、その面密度が 1.14×10^{18}[cm^{-2}]となった。100 時間曝露すると Li に加えて O の収量が増加し、Li の面密度は 1.57×10^{18}[cm^{-2}]、O の面密度は 5.78×10^{18}[cm^{-2}]となった。さらに、新たに C のスペクトルを確認した。これは試料が CO_2 を吸収していることを示唆している。また、乾燥空気に曝露した試料において、未曝露の試料の Li の面密度は 0.72×10^{18}[cm^{-2}]、O の面密度は 5.31×10^{18}[cm^{-2}]であった。50 時間曝露では未曝露の時とスペクトルに大きな違いはなく、100 時間曝露すると Li の収量が増加し、面密度が 1.03×10^{18}[cm^{-2}]となった。このことから H_2O が多く存在する曝露雰囲気中では、試料表面近傍領域の Li と O の収量が増加していることがわかる。

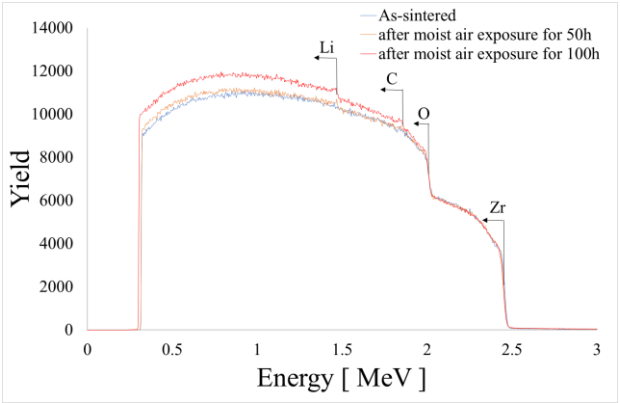


図 湿潤空気曝露前後の Li_2ZrO_3 の NRBS スペクトル

講演においては乾燥空気の結果も含めて詳細に議論する。

* MASAAKI YAMAMOTO, AKITA YUMA, AKIRA TANIIKE, YUICHI FURUYAMA
Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University

トリチウム透過低減被覆の固体増殖材ペブルとの共存性試験

Compatibility Test for Tritium Permeation Barrier Coatings with Solid Breeder Pebbles

*近田 拓未[1]，Matthias Kolb[2]，中村 和貴[1]，木村 圭佑[1]，Marcin Rasinski[3]，菱沼 良光[4]，
Regina Knitter[2]
[1]静岡大学，[2]カールスルーエ工科大学，[3]ユーリッヒ研究センター，[4]核融合科学研究所

核融合炉ブランケットにおけるトリチウム透過低減被覆の実機環境での安定性を調べるために、被覆試料を固体増殖材ペブルと接触させ、ブランケット模擬環境下で共存性試験を行った。鋼材表面に生成させた酸化クロム層は試験後に層構造が大きく変化したのに対し、酸化エルビウム被覆ではその変化は小さかった。

キーワード：トリチウム，透過，被覆，固体増殖材，腐食

1. 緒言

核融合炉ブランケットにおけるトリチウムの透過漏洩を低減するために、被覆による透過低減技術が数十年来研究されてきた。これまでセラミックス被覆によって高い透過低減性能が示されている一方、実際のブランケット環境下での被覆の安定性はほとんど調べられていない。そこで本研究では、セラミックス被覆の固体増殖材ペブルとの反応性試験を行い、固体ブランケット環境における被覆の共存性について調べた。

2. 実験

表面熱処理で酸化クロム層を形成させた低放射化フェライト鋼 F82H、および過去に高い水素同位体透過低減性能を示した真空アーク蒸着法で成膜した酸化エルビウム（Er_2O_3）被覆[1]を用い、オルトケイ酸リチウム（Li_4SiO_4）にメタチタン酸リチウム（Li_2TiO_3）を 30 mol%添加した固体増殖材ペブルに被覆を接触させた状態で、0.1 %水素添加ヘリウム中で 550 °C、2～32 日間曝露した。その後、試料表面の電子顕微鏡観察およびエネルギー分散型 X 線分光法による元素分析を行った。

3. 結果・考察

図に酸化クロム層を生成させた F82H 試料の 550 °C、32 日間固体増殖材ペブル曝露後の断面電子顕微鏡像を示す。元素分析の結果から、最表面から順に酸化鉄、鉄ークロム複合酸化物、酸化クロム、F82H 基板の順で層構造を形成していることが明らかになった。また、酸化クロム層を起点に剥離している様子が見られ、曝露前の緻密な酸化クロム層は大きく変化した。一方、Er_2O_3 被覆試料ではいずれの曝露日数においても変化は見られず、高い共存性が示された。

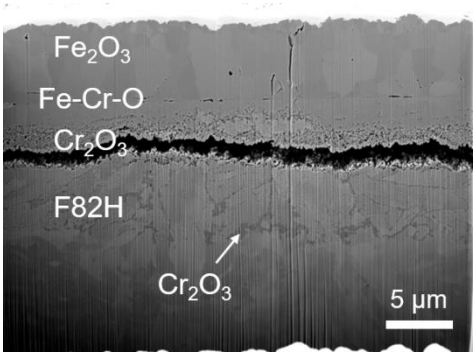


図　550 °C で 32 日間固体増殖材ペブルに曝露した酸化クロム生成 F82H 試料の断面電子顕微鏡像

参考文献

[1] T. Chikada *et al.*, Nuclear Fusion 51 (2011) 063023.

---

*Takumi Chikada[1], Matthias Kolb[2], Kazuki Nakamura[1], Keisuke Kimura[1], Marcin Rasinski[3], Yoshimitsu Hishinuma[4], and Regina Knitter[2]
[1]Shizuoka Univ., [2]KIT, [3]FZJ, [4]NIFS

核融合炉ブランケット構造材 F82H と固体増殖材酸化リチウムの共存性

Compatibility between Fusion Reactor Blanket Structural Material F82H and Solid Breeder Lithium Oxide

*大石　啓嗣[1]，寺井 隆幸[1]

[1]東大

共存性実験は He+0.1%H_2 スイープガス環境下で F82H 試験片と Li_2O ペレットを 400℃、600℃、800℃で 100 時間～3000 時間直接接触させて行った。実験後、SEM/EDX の画像から O の拡散距離を実測し、実機条件における F82H の腐食深さを見積もった。

キーワード：固体増殖ブランケット、F82H、酸化リチウム、腐食、拡散係数

1. 背景

日本では核融合炉構造材として低放射化フェライト鋼 F82H、トリチウム増殖材として Li_2TiO_3 が第一候補として考えられているが高温部分の Li_2TiO_3 から蒸発した Li_2O が低温配管壁に蒸着するという可能性が指摘されている。さらに近年、低い Li 原子密度である Li_2TiO_3 では十分な TBR を得ることが困難であるという報告があり、従来材である Li_2O をトリチウム増殖材とする再検討もなされている。ブランケットは構造材健全性と燃料増殖性が相反する関係にあり、安全性を確保しつつ構造材を極力薄く設計する必要性がある。したがって固体増殖ブランケットの安全性評価のために F82H と Li_2O の共存性に関する研究は極めて重要であると考えられている。

2. 実験方法及び結果

Li_2O ペレット(Φ10mm、厚さ 4mm)は Li_2O 粉末を Ar ガス中において 400℃で 24 時間熱処理した後、圧縮成型をし、800℃で 5 時間焼結して作製した。本研究では 400℃、600℃、800℃の条件下において He+0.1%H_2 スイープガス中で F82H 試験片(6mm×6mm×1mm)と Li_2O ペレットを 100 時間~3000 時間接触させ、共存性実験を行った。実験後、SEM/EDX により実測した F82H 中の酸素の拡散距離を腐食深さと定義し、異なる時間で求めた腐食深さの結果から拡散律速に基づき見かけの拡散係数を求めた。その結果、400℃、600℃、800℃において拡散係数はそれぞれ $0.9\sim1.9\times10^{-12}$、$1.5\sim2.6\times10^{-12}$、$3.8\sim9.2\times10^{-11}$ cm^2/s となった。

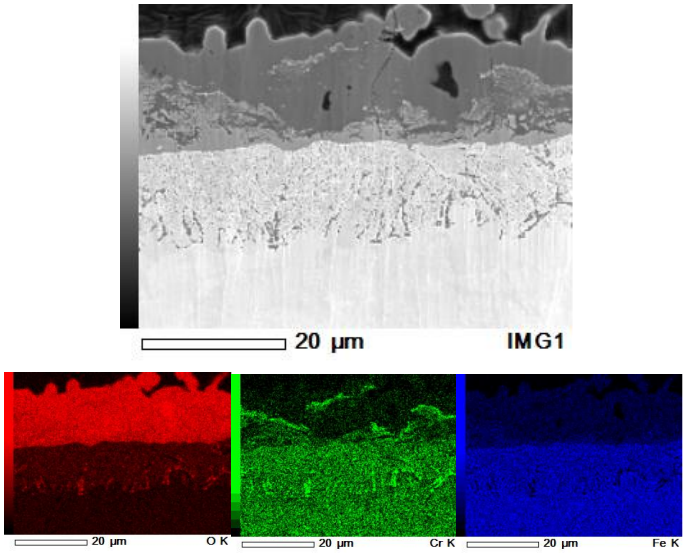


図 1　Li_2O ペレットと 600℃で 200h 接触した F82H の接触面近傍断面の SEM 画像及び元素マッピング

3. 結論

この実験の結果を用いると 400℃で 2 年間運転した場合、75μm~110 μm の腐食が見込まれる。

*Keiji Oishi[1], Takayuki Terai[1]

[1]Univ. of Tokyo

トリチウム透過低減用多層被覆の液体リチウム鉛中腐食挙動

Corrosion Behavior of Multi-Layer Coating for Tritium Permeation Reduction in Liquid Lithium-Lead

*赤星 江莉加[1]，松永 萌暉[1]，木村 圭佑[1]，中村 和貴[1]，
遠藤 理帆[1]，Martin Balden[2]，菱沼 良光[3]，近田 拓未[1]
[1]静岡大学，[2]マックスプランクプラズマ物理研究所，[3]核融合科学研究所

核融合炉液体リチウム鉛ブランケットにおけるトリチウムの透過漏洩や増殖材による構造材料の腐食を低減するために、優れた耐食性を有する多層被覆を鋼材上に施し、液体リチウム鉛曝露試験を実施した。曝露試験後の構造観察から、被覆の層構造がリチウム鉛共存性に影響を及ぼすことが明らかになった。

キーワード：リチウム鉛，腐食，トリチウム，透過，被覆

1. 緒言

核融合炉液体ブランケットシステムにおける構造材料からのトリチウムの透過漏洩や液体増殖材による構造材料の腐食を低減するために、機能性セラミックス被覆を施すことが検討されている。これまで、単層のセラミックス被覆では Li-Pb 曝露試験後に被覆の剥離や腐食が確認された一方で、酸化エルビウム（Er_2O_3）と酸化ジルコニウム（ZrO_2）を用いた二層被覆では耐食性が向上することが示された[1]。そこで本研究では、層構造を制御した多層被覆の Li-Pb 曝露試験を通して、被覆の層構造と Li-Pb 共存性の関係を調査した。

2. 実験手法

予め熱処理で均一な酸化クロム層を生成させた低放射化フェライト鋼 F82H（Fe-8Cr-2W）基板に、有機金属分解法により Er_2O_3 と ZrO_2 で構成された数種類の多層被覆試料を作製した。各試料に対して Li-Pb 静置場曝露試験を 500～600 ºC、500～2000 時間実施した後に走査型電子顕微鏡を用いて表面及び断面観察を行った。

3. 結果・考察

600 ºC での曝露試験後にはすべての試料で最表層の腐食が確認され、また試験時間に伴い腐食が進行することが分かった。特に最表層の Er_2O_3 は、600 ºC、1000 時間曝露試験後に大部分が失われており（図）、ZrO_2 がより最表層に適していることが示唆された。成膜回数が少ない被覆では曝露試験後に亀裂や剥離が確認された。亀裂の発生は被覆の熱膨張率の差から生じた応力に起因すると考えられる。以上より、最表層に ZrO_2 被覆を用いることで優れた Li-Pb 共存性が得られる一方で、被覆の劣化を抑制するために、各層の成膜回数を最適化する必要があることが明らかになった。

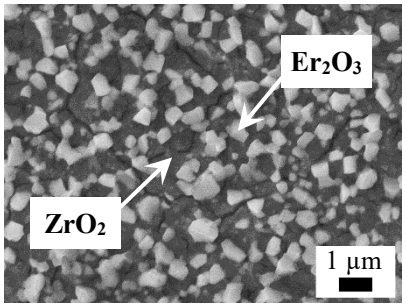


図　600 ºC、1000 時間の Li-Pb 曝露試験後における多層被覆試料の表面顕微鏡像

参考文献

[1] J. Mochizuki et al., Fusion Eng. Des. 136 (2018) 219–222.

---

*Erika Akahoshi[1], Moeki Matsunaga[1], Keisuke Kimura[1], Kazuki Nakamura[1], Riho Endoh[1], Martin Balden[2], Yoshimitsu Hishinuma[3] and Takumi Chikada[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]MP-IPP, [3]NIFS

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

Thu. Sep 12, 2019 4:20 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 7:20 AM - 8:10 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[2L16-18] Neutron Multiplier/Shielding Materials

Chair:Takumi Chikada(Shizuoka Univ.)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2L16] Valence electron analysis of $Be_{13}Zr$ beryllide neutron multiplier using soft X-ray emission spectrometry.

*Keisuke Mukai[1], Ryuta Kasada[2], Kiyohiro Yabuuchi[1], Satoshi Konishi[1], Jae-Hwan Kim[3], Masaru Nakamichi[3] (1. Kyoto University, 2. Tohoku University, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2L17] Preliminary investigation of impurities elimination on the reuse process of neutron multipliers for fusion application

*Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu [1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2L18] Improvement of hydrogen release temperature of metal hydride neutron shielding material by Cr addition

*Masashi Sugatsuke[1], Teruya Tanaka[2], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[3], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ., 2. NIFS, 3. Kyoto Univ.)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

軟 X 線発光分光法による中性子増倍材 $Be_{13}Zr$ の価電子状態の解析

Valence electron analysis of $Be_{13}Zr$ beryllide neutron multiplier using soft X-ray emission spectrometry.

*向井　啓祐[1]，笠田　竜太[2]，小西　哲之[1]，藪内　聖皓[1]，金　宰煥[3]、中道　勝[3]
[1]京都大学，[2]東北大学，[3]量研機構

ベリリウムに遷移金属を添加した $Be_{12}M$（M = Ti, V）や $Be_{13}Zr$ は優れた耐酸化特性を示すことが知られており、先進中性子増倍材として開発が進められている。本研究では軟 X 線発光分光器（SXES）を用い、$Be_{13}Zr$ 試料から生じる Be–K 線を測定し、価電子構造の変化を分析した。

キーワード：核融合，ブランケット，中性子増倍材，ベリリウム，価電子構造

1. 緒言

固体増殖方式の核融合ブランケットではベリリウム化合物を用いて中性子を増倍し、トリチウムの自己燃料自給性を実現する。ベリリウムに遷移金属を添加したベリリウム金属間化合物（ベリライド）は優れた耐水蒸気酸化性を示すが、その化学的特性の発現理由は十分に理解されていない。本研究では、ベリライド金属間化合物の価電子構造と化学的特性の関係性の解明を目指し、$Be_{13}Zr$ の価電子構造解析を行った。

2. 研究手法

フィールドエミッション電子プローブマイクロアナライザ（JXA-8500F）に搭載された軟 X 線発光分光（SXES）を用い、プラズマ焼結によって製造された $Be_{13}Zr$ ベリライド試料の Be-Kαスペクトルを分析した。また、密度汎関数法に基づく第一原理計算によってベリリウムの部分状態密度を計算し、実験軟 X 線スペクトルとの直接比較を行った。

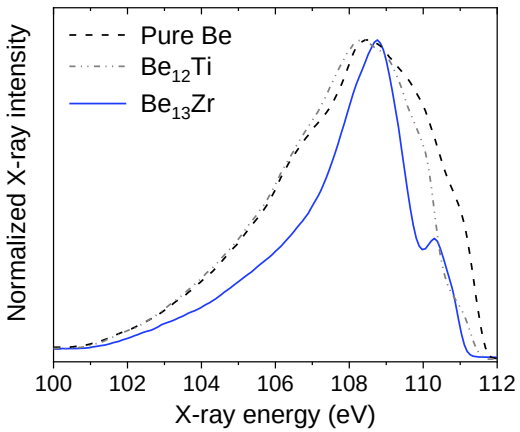


図 1　Be，$Be_{12}Ti$，$Be_{13}Zr$ 試料からの Be–K 軟 X 線スペクトル

3. 結果と考察

図 1 に Be，$Be_{12}Ti$，$Be_{13}Zr$ 試料からの軟 X 線発光スペクトルを示す。$Be_{13}Zr$ 試料からの Be-K 線は 100～112 eV で測定され、スペクトル形状の変化やフェルミ端付近の小ピークが観測された。第一原理計算では、$Be_{13}Zr$ 結晶中の Be 部分状態密度の計算結果より、Be-Kαスペクトルをシミュレーションした。計算された軟 X 線スペクトルのメインピークは 97 eV であり、X 線エネルギーは実験結果よりも約 10%過小評価された。また、計算スペクトルでは小ピークが 98.5 eV に発現し、Be 2p と Zr 3d の電子軌道の混成に起因することが示された。

*Keisuke Mukai[1], Ryuta Kasada,[2] Kiyohiro Yabuuchi[1], Satoshi Konishi[1], Jae-Hwan Kim[3], Masaru Nakamichi[3]
[1]Kyoto Univ., [2]Tohoku Univ., [3]QST

中性子増倍材の再使用技術開発における不純物除去プロセスの検討

Preliminary investigation of impurities elimination on the reuse process of neutron multipliers for fusion application

*金　宰煥[1]，赤津　孔明[1]，中道 勝[1]
[1]量子科学技術研究開発機構

核融合炉ブランケットには中性子増倍材としてのベリリウム（Be）及びその金属間化合物（ベリライド）が 1 基あたり 500 トン装荷され、そのブランケットは 4〜5 年毎に交換される。原型炉のブランケットの設計では、トリチウム増殖材（Li_2TiO_3）と中性子増倍材（ベリライド）の混合充填の設計案も提案されている。量子科学技術研究開発機構（以下、量研）では、量産システム開発研究を含め、中性子増倍材の再使用技術開発を実施中である。本研究ではその材料の再使用プロセスにおける不純物濃度変化について報告する。

キーワード：核融合炉、 中性子増倍材、 ベリリウム、 再使用、 不純物除去

1. 緒言

量研では、プラズマ焼結製原料電極棒を用いた回転電極造粒法により、$Be_{12}V$ ベリライド微小球の造粒基盤技術を確立している。その造粒最適化試験では、一回の造粒において、約 80%の造粒収率を達成しているが、約 20%は球形状ではない歪な形状の欠片として残るが、これらは、再び原料として再使用して無駄なく有効利用できることを明らかにした。次に、本研究では、プラズマ焼結法及び回転電極法による再使用プロセスにおける各々材料に含まれている不純物、特に、始発原料に含まれるウラン(U)及び混合充填時において増殖材から拡散するリチウム(Li)の濃度変化を調べ、プラズマ焼結法及び回転電極法が不純物濃度に与える影響について報告する。

2. 実験法

ベリライドの原料粉末（Be-7.7at.%V：$Be_{12}V$ の化学量論値）、プラズマ焼結製の電極棒、回転電極法による微小球、欠片、そして溶け残った電極部などに対して、各々のウラン（U）濃度を誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS）により測定し、比較評価した。また、原型炉のブランケット内の混合充填を想定した場合、微小球同士の点接触部において、Li が Li_2TiO_3 から $Be_{12}V$ へ拡散するため、$Be_{12}V$ の再使用時においては、Li が不純物として含まれる。その Li が含まれる $Be_{12}V$ の再使用時における Li 不純物濃度の変化を調べるため、$Be_{12}V$ に Li_2TiO_3 を添加した試料を用いて、プラズマ焼結による $Be_{12}V$ 中の Li 不純物濃度の変化を調べた。

3. 結果及びまとめ

予備的試験において、各々のプロセスにおける試料（原料、プラズマ焼結製ロッド、欠片、微小球等）の U 濃度を比較評価した結果、プラズマ焼結法によって、原料粉末時の U 濃度に対して、減少することが明らかになった。さらに、回転電極法による造粒によって、更に U 濃度が下がり、原料粉末時の U 濃度の約 50%程度になることが明らかになった。また、$Be_{12}V$ と Li_2TiO_3 の単相の混合粉末試料をプラズマ焼結することによって、Li のみが 90%以上蒸発され、減少する結果が得られた。本発表では、プラズマ焼結条件に対する Li 濃度変化などについて報告する。

謝辞：本研究は JSPS 科研費（18K05006）の助成を受けたものです。

---

*Jae-Hwan Kim[1], Akstsu Yoshiaki[1], Masaru Nakamichi[1]
[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

Cr 添加による金属水素化物中性子遮蔽材の水素保持特性の向上

Improvement of hydrogen release temperature of metal hydride neutron shielding material by Cr addition

*菅付 真史[1]，田中 照也[2]，大石 佑治[1]，黒崎 健[3]，牟田 浩明[1]

[1]大阪大学，[2]核融合研，[3]京都大学

Zr 水素化物および Ti 水素化物は優れた中性子遮蔽能を示す一方で、高温での水素放出が安全の観点から検討課題となる。本研究では金属 Cr との複合化によって、これらの金属水素化物の水素保持特性の向上を試みた。結果を従来の Zr 水素化物および Ti 水素化物と比較し、Cr 複合化の影響を評価した。

キーワード：水素化物，中性子遮蔽材，核融合炉

1. 緒言

核融合炉用の中性子遮蔽材の開発において、Zr 水素化物および Ti 水素化物は優れた中性子遮蔽能を持ち、比較的低密度な材料であることから候補材料の一つとして注目されている。一方でその欠点として脆く、高温で水素放出が起きることが挙げられる。この欠点を補い特性を向上させるために、以前の研究[1,2]では金属 W を複合化させたが、水素保持特性の大きな向上は達成されなかった。本研究では主に水素保持特性の向上を目的として、金属 Cr との複合化を試みた。

2. 実験

アーク溶解で作製した x%Cr-Zr（x = 5.0, 7.5, 10.0, 12.5, 15.0）および y%Cr-Ti（y = 5.0, 10.0）をジーベルツ法にて水素化し、水素化物試料を得た。各試料に対して SEM/EDS 測定および XRD 測定を行い、求める相状態であることを確認した後、TG-DTA 装置で水素放出温度を測定した。また、x = 5.0, 10.0, 15.0 の x%Cr-Zr 水素化物試料および y%Cr-Ti 水素化物試料については基礎物性として音速測定、ビッカース硬さ試験、熱伝導率の測定を行った。得られた物性値を、Cr を混合させていない Zr 水素化物のものと比較した。

3. 結果・考察

12.5%Cr-Zr 水素化物試料の SEM/EDS 観察結果を図 1 に示す。Zr-H 相の粒界に $ZrCr_2$ 相が析出している様子が観察された。また、x%Cr-Zr 水素化物試料の Ar 雰囲気中における TG-DTA 測定の結果を図 2 に示す。Cr の添加により水素放出温度が 100℃近く上昇する結果が得られた。

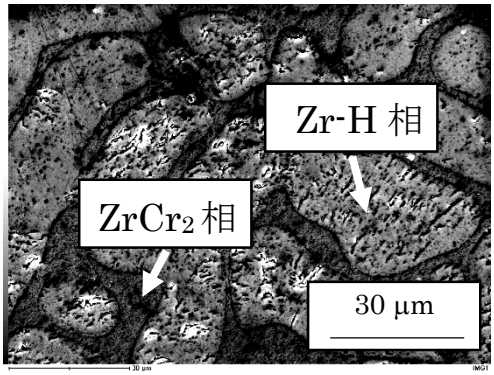


図 1　12.5%Cr-Zr 水素化物試料の SEM 画像

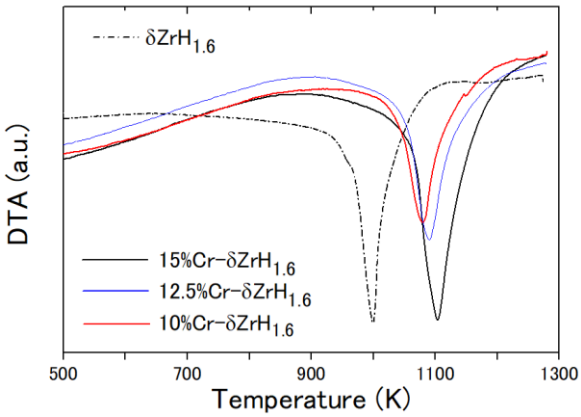


図 2　x%Cr-Zr 水素化物試料（x = 10.0, 12.5, 15.0）の DTA 測定結果

参考文献

[1] 日本原子力学会 2018 秋の大会 2N11，牟田浩明，菅付真史，大石佑治，黒崎健，鈴木賢紀，田中照也

[2] 日本原子力学会 2018 秋の大会 2N12，菅付真史，田中照也，大石佑治，黒崎健，牟田浩明

*Masashi Sugatsuke[1], Teruya Tanaka[2], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[3], Hiroaki Muta[1]

[1]Osaka Univ., [2]NIFS, [3]Kyoto Univ.

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

Thu. Sep 12, 2019 5:10 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 8:10 AM - 9:30 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[2L19-23] Hydrogen Isotopes in Materials

Chair:Kazunari Katayama(Kyushu Univ.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2L19] Correlation between hydrogen isotope retention for tungsten exposed to QUEST 2018 A / W plasma discharge campaign and its plasma discharge condition

*ayaka koike[1], Moeko Nakata[1], Mingzhong Zhao[1], Fei Sun[2], Takuro Wada[1], Shota Yamazaki[1], Naoaki Yoshida[3], Kazuaki Hanada[3], Yasuhisa Oya[2] (1. Faculty of science, Shizuoka Univ., 2. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka Univ., 3. Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2L20] The influence of defect produced by energetic hydrogen ion or electron irradiation on deuterium retention in tungsten

*Takuro Wada[1], Moeko Nakata[1], Shota Yamazaki[1], Ayaka Koike[1], Mingzhong Zhao[1], Fei Sun[2], Yuji Hatano[3], Yasuhisa Oya[2] (1. Graduate School of Science and Technology, Shizuoka University, 2. Faculty of Science, Shizuoka University, 3. Hydrogen Isotope Research Center, University of Toyama)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2L21] Gamma-ray irradiation effects on deuterium retention behavior in reduced activation ferritic steel F82H and tritium permeation barrier ceramic coatings

*Shota Nakazawa[1], Kazuki Nakamura[1], Hikari Fujita[2], Hans Maier[3], Thomas Schwarz-Selinger[3], Yuji Hatano[4], Naoko Ashikawa[5,6], Wataru Inami[1], Yoshimasa Kawata[1], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Univ. of Tokyo, 3. Max Planc Institut, 4. Univ. of Toyama, 5. NIFS, 6. SOKENDAI)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2L22] Deuterium retention behavior for tungsten with 14 MeV neutron and Fe ion irradiation under various damage level

*Shota Yamazaki[1], Moeko Nakata[1], Ayaka Koike[1], Takuro Wada[1], Mingzhong Zhao[1], Fei Sun[2], Tatsuya Kuwabara[3], Yuji Hatano[4], Takeshi Toyama[5], Noriyasu Ohno[3] (1. Grad. Sch. Sci. Tech., Shizuoka Univ., 2. Fac. Sci., Shizuoka Univ., 3. Grad. Sch. Eng., Nagoya Univ., 4. HIRC, Univ. of Toyama, 5. IMR, Tohoku Univ.)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2L23] Characterization and hydrogen isotope permeation behavior of yttria-stabilized zirconia coating prepared by magnetron sputtering

*Riho Endoh[1], Keisuke Kimura[1], Kazuki Nakamura[1], Michael Zielinski[2], Johann Riesch[2], Hikari Fujita[3], Yoshimitsu Hishinuma[4], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka Univ., 2. Max Planc Institut, 3. Univ. of Tokyo, 4. NIFS)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

QUEST2018A/W で曝露されたタングステンの水素同位体滞留とプラズマ放電条件の相関

Correlation of hydrogen isotope retention and plasma discharge conditions of tungsten exposed at QUEST 2018A/W

＊小池 彩華[1], 仲田 萌子[1], 趙 明忠[1], 孫 飛[2], 山﨑 翔太[1], 和田 拓郎[1], 吉田 直亮[3], 花田 和明[3], 大矢 恭久[2]

[1]静大院、[2]静大理、[3]九大応力研

九州大学 QUEST 装置 2018 年秋冬キャンペーン(2018A/W)にて長時間放電プラズマに曝されたタングステン試料に対して表面状態と水素同位体滞留挙動の相関を検討した。また、プラズマ放電条件の異なる試料との比較を行うことで、損傷や水素同位体滞留の機構の解明を試みた。その結果、プラズマ密度によって表面状態が変化するために水素同位体滞留も変化することが示唆された。

キーワード：タングステン、クエスト、プラズマ照射、水素同位体滞留挙動

1. 緒言

核融合炉のプラズマ対向壁材料であるタングステン(W)には、中性子や荷電粒子照射によって形成された損傷に水素同位体が滞留することが考えられる。本研究では 2018A/W にてプラズマに曝された W 試料に対して、透過型電子顕微鏡(TEM)及び X 線光電子分光法(XPS)により試料の表面状態を観察した。さらに、重水素イオン(D_2^+)照射を行い、昇温脱離法(TDS)によって水素同位体滞留挙動を評価し表面状態との相関を検討する。また、プラズマ放電条件の異なるキャンペーン(2017A/W および 2018S/S)の結果と比較することで、表面状態や水素同位体滞留へ与える影響の解明を試みた。

2. 実験

アライドマテリアル社製歪取焼鈍済 W 試料（10 mm$^{\varphi}$ × 0.5 mm^{t}）を高真空下で加熱処理した後、九州大学の球状トカマク型プラズマ発生装置 QUEST 内に試料を設置しプラズマ曝露を行った。この試料に対して TEM 及び XPS を用いて試料表面の損傷や化学状態の観察を行った。

3. 結論

右図に上部壁と下部壁の XPS 結果を示す。上部壁は鉄やクロムなどの金属が堆積しており、長時間放電により金属壁がスパッタされ堆積していることがわかった。一方、下部壁では金属堆積層が非常に薄く、TEM 観察にてその表面に照射欠陥が観察された。2018A/W と 2017A/W では下部壁付近からプラズマを立ち上げる CHI 放電を共通して行っており、この実験のため下部壁に損傷が入り、水素同位体滞留の増加をもたらすと考えられる。

また、同じく長時間放電を行った 2018S/S と短時間放電を行った 2017A/W の結果を比較すると、堆積層の厚さ、損傷量、水素同位体滞留は放電時間に依らず、放電方法によって変化するプラズマパラメータと相関があると考えられる。口頭発表では 2018A/W の TDS の結果を含め水素同位体挙動について議論する。

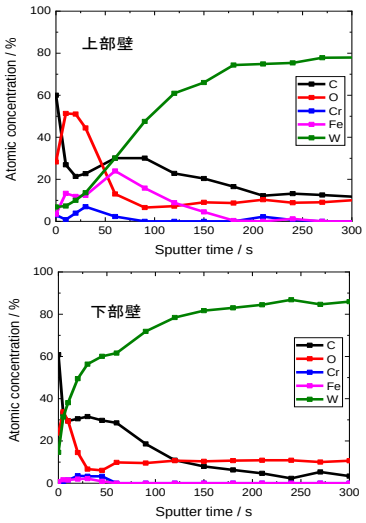


図　上部壁と下部壁における深さ方向の元素組成比

参考文献

[1] M. Kobayashi, et al.: *Fusion Eng. Des.* **88** (2013) 1749.

[2] G. N. Luo, et al.: *Fusion Eng. Des.* **81** 8-14 (2006) 957.

*Ayaka Koike[1], Moeko Nakata[1], Mingzhong Zhao[1], Fei Sun[2], Takuro Wada[1], Shota Yamazaki[1], Naoaki Yoshida[3], Kazuaki Hanada[3], Yasuhisa Oya[2]

[1]Grad. School of Sci. & Technol. Shizuoka Univ., [2]Faculty of Science, Shizuoka Univ., [3]RIAM, Kyushu Univ.

タングステン中の重水素滞留挙動に及ぼす高エネルギー水素イオン及び電子線照射欠陥影響

The influence of defect produced by energetic hydrogen ion or electron irradiation on deuterium retention in tungsten.

*和田 拓郎[1]、仲田 萌子[1]、山﨑 翔太[1]、小池 彩華[1]、
趙 明忠[1]、孫 飛[2]、波多野 雄治[3]、大矢 恭久[2]
[1]静大院、[2]静大理、[3]富山大水素研

高エネルギー鉄イオン、水素イオン及び電子線の複合照射を行ったタングステン試料中の重水素滞留挙動に及ぼす照射欠陥分布の影響を評価した。その結果、各イオン照射の欠陥密度分布の違いによって重水素滞留挙動が大きく異なることが示唆された。

キーワード：タングステン，水素イオン照射，電子線照射，重イオン照射，重水素体滞留挙動，昇温脱離法

1. 緒言

核融合炉運転時、プラズマ対向壁材料であるタングステン(W)には中性子や荷電交換粒子が照射され、水素同位体の安定な捕捉サイトである照射欠陥がバルク中に導入される。これらの照射欠陥はその飛程の違いから、表面及びバルク中に亘って分布を持つことが考えられる。本研究では、高エネルギー鉄イオン照射によって表面近傍に欠陥を導入した W 試料に対して、高エネルギー水素イオン照射及び電子線照射を行い、バルク中にも照射欠陥を導入した。これらのイオン照射を種々のエネルギーを組み合わせることで、欠陥分布の違いによる影響を検討した。この試料に対して重水素イオン照射を行い、昇温脱離法(TDS)によって重水素滞留挙動を評価した。

2. 実験

アライドマテリアル社製歪取焼鈍済 W 試料(6 mm^{Φ}× 0.5 mm^{t})を高真空下で加熱処理した後、0.8 または 6 MeV Fe^{+}照射(損傷量 0.1 dpa)した試料に対して、0.8 または 3 MeV H^{+}照射(損傷量 6.0×10^{-4} dpa)を室温にて行った。また、2 MeV 電子線照射(損傷量 1.0×10^{-5} dpa)した試料も作製した。その後、3 keV D_2^{+}をイオンフラックス 1.0×10^{18} D^{+} m^{-2} s^{-1} でイオンフルエンス 1.0×10^{22} D^{+} m^{-2} まで室温にて照射し、TDS を行った。

3. 結果

右図に 0.8 または 6 MeV Fe^{2+}と、0.8 MeV H^{+}を複合照射した試料における TDS スペクトルを示す。0.8 MeV Fe^{+} + 0.8 MeV H^{+}照射試料ではボイドにおける D 滞留量が減少した一方で、6 MeV Fe^{2+} + 0.8 MeV H^{+}照射試料では転位ループにおける滞留量が減少した。先行研究[1]より、0.8 MeV Fe^{+}と 6 MeV Fe^{2+}照射ではそれぞれ、転位ループ及びボイドの密度が欠陥深さによって異なることが分かっている。0.8 MeV H^{+}照射によって点欠陥が増えたことで D の内部への拡散が抑制され、表面近傍の欠陥にのみ D が捕捉されたことでこのような違いが生じたと考えられる。

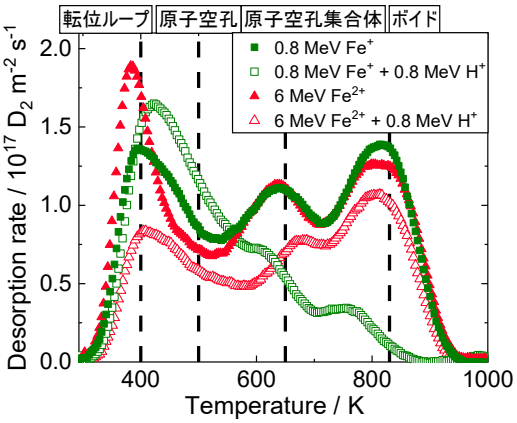


図 各試料における TDS スペクトル

4. 参考文献

[1] Moeko Nakata, Yasuhisa Oya, et al., Fusion Engineering and Design, In press

*WADA Takuro[1)], NAKATA Moeko[1)], YAMAZAKI Shota[1)], KOIKE Ayaka[1)], ZHAO Mingzhong[1)], SUN Fei[2)], HATANO Yuji[3)], OYA Yasuhisa[2)]

1) Graduate School of Science and Technology, Shizuoka University, 2) Faculty of Science, Shizuoka University, 3) Hydrogen Isotope Research Center, University of Toyama

低放射化フェライト鋼 F82H 及び水素同位体透過低減用セラミック被覆中の重水素滞留挙動に対するガンマ線照射効果

Gamma-Ray Irradiation Effects on Deuterium Retention Behavior in Reduced Activation Ferritic Steel F82H and Tritium Permeation Barrier Ceramic Coatings

*中澤 章太[1]，中村 和貴[1]，藤田 光[2]，Hans Maier[3]，Thomas Schwarz-Selinger[3]，波多野 雄治[4]，芦川 直子[5,6]，居波 渉[1]，川田 善正[1]，近田 拓未[1]
[1]静岡大学，[2]東京大学，[3]マックスプランクプラズマ物理研究所，
[4]富山大学，[5]核融合科学研究所，[6]総合研究大学院大学

核融合炉では構造材料中のトリチウムインベントリの詳細な予測が求められるが、ガンマ線照射環境がトリチウム滞留挙動に影響を及ぼす可能性がある。本研究では、種々の核融合炉候補材料に対して重水素曝露後にガンマ線照射試験を実施し、その後の重水素深さ分析から材料中の重水素滞留挙動を調査した。

キーワード：トリチウム，滞留，ガンマ線，照射，構造材料

1. 緒言

核融合炉ブランケットにおいて、放射性同位体の安全管理と燃料効率の観点からトリチウムインベントリの低減は重要課題の一つである。これまでブランケット構造材料候補の鋼材およびトリチウム透過低減被覆の水素同位体滞留挙動が調べられてきたが、炉内の高線量率の放射線環境が滞留挙動に影響を及ぼす可能性がある。そこで本研究では、鋼材及び近年研究が進展している水素同位体透過低減用セラミックス被覆を用いて、水素同位体滞留挙動におけるガンマ線照射影響を調べた。

2. 実験手法

低放射化フェライト鋼 F82H（F82H-BA07 heat）平板上に、マグネトロンスパッタリング法により酸化イットリウム（Y_2O_3）、炭化ケイ素（SiC）被覆を、また有機金属分解法により酸化ジルコニウム（ZrO_2）被覆を作製した。未被覆及び被覆試料に対して、80 kPa の重水素に 500 ºC、50 時間曝露した後、コバルト 60 ガンマ線照射装置を用いて吸収線量が最大 1 MGy となるまで照射試験を行った。その後、690～4500 keV のヘリウム 3 ビームを用いた核反応分析によって各試料の重水素深さ分布と重水素滞留量の評価を行った。

3. 結果・考察

ZrO_2 被覆中の重水素濃度は最表面で 1.1 at%程度であり、深さ方向で被覆の厚さ約 600 nm に至るまで減少する分布を示した。さらに、吸収線量に伴い被覆中の重水素濃度が減少したことから、ガンマ線照射によって重水素が被覆から脱離していることが示された。一方、Y_2O_3 被覆では、いずれの試料も被覆内部の重水素濃度は深さに依らずほぼ一定で 0.5 at%程度であり、また照射による変化は認められなかった。以上の結果から、被覆材料、また成膜手法によりガンマ線照射下における重水素滞留挙動が異なることが示された。発表では、SiC 被覆及び未被覆 F82H に対する実験結果も合わせて報告する。

---

*Shota Nakazawa[1], Kazuki Nakamura[1], Hikari Fujita[2], Hans Maier[3], Thomas Schwarz-Selinger[3], Yuji Hatano[4], Naoko Ashikawa[5,6], Wataru Inami[1], Yoshimasa Kawata[1] and Takumi Chikada[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]Univ. Tokyo, [3]MP-IPP, [4]Univ. Toyama, [5]NIFS, [6]SOKENDAI

鉄イオン照射量を変化させた 14MeV 中性子–鉄イオン複合照射タングステンへの重水素プラズマ照射による滞留挙動

Defect distribution influence on retention behavior in deuterium plasma implanted tungsten irradiated by neutron and Fe ion

*山崎 翔太[1]，仲田 萌子[1]，小池 彩華[1]，和田 拓郎[1]，趙 明忠[1]，孫 飛[2]，桑原 竜弥[3]，
波多野 雄治[4]，外山 健[5]，大野哲靖[3]，大矢 恭久[1]
[1]静岡大院，[2]静岡大理，[3]名大院工，[4]富山大水素研，[5]東北大金研

タングステン(W)中における水素同位体滞留挙動に及ぼす欠陥分布影響を調べるため、核融合中性子を照射してバルクに欠陥を導入した W に対し鉄イオン(Fe^{2+})の損傷量を変化させて表面付近に欠陥を導入した試料を作製した。この試料を用いて重水素(D)をイオン照射またはプラズマ照射により導入し、重水素滞留挙動を評価した。その結果、中性子–Fe^{2+} 複合照射によって生じる表面付近の欠陥密度の増加は、水素同位体の W 内部への拡散を抑制している可能性が示された。

キーワード：プラズマ照射，中性子照射，昇温脱離法，タングステン，重イオン照射

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向壁材であるタングステン(W)には、炉運転時に 14 MeV 中性子及び荷電粒子による深さ分布の異なる照射欠陥が形成される。本研究では、W に対して中性子-Fe^{2+}複合照射を行い、欠陥分布を制御した W に対して重水素(D)を導入後に昇温脱離法(TDS)を行った。

2. 実験

アライドマテリアル社製歪取焼鈍済 W 試料(6 mm^{Φ} × 0.5 mm^{t})を高真空下で加熱処理した後、室温での核融合中性子照射(損傷量 2.5 × 10^{-7}-6.3 × 10^{-4} dpa)に加え、6 MeV Fe^{2+}照射(損傷量 0.1, 1 dpa)を室温にて行った。その後、1 keV D イオン(D_2^+)をフラックス 1.0 × 10^{18} D^+ m^{-2} s^{-1} でフルエンス 1.0 × 10^{22} D^+ m^{-2} までを室温にて照射し、TDS を行った。

3. 結果、考察

図に種々の照射損傷を持つ W における D イオン照射試料の重水素 TDS スペクトルを示す。Fe^{2+}単独照射試料では 0.1dpa にある空孔クラスター由来のピークが成長することにより 1dpa ではボイドのピークが大きくなっていると考えられる。中性子-Fe^{2+}複合照射試料では Fe^{2+}単独照射試料に比べて全 D 滞留量が減少し、この主な要因は転位ループおよびボイドによる D 滞留が減少したことである。これらの結果から、中性子照射によって欠陥が増加したことにより、重水素導入時に Fe^{2+}照射由来のバルク中の欠陥への拡散を抑制することにより滞留量が減少していることが示唆された。

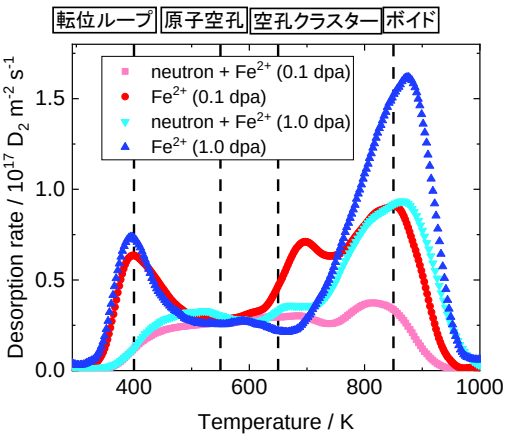


図　各試料における重水素 TDS スペクトル

*Shota Yamazaki[1], Moeko Nakata[1], Ayaka Koike[1], Takuro Wada[1], Mingzhong Zhao[1], Fei Sun[2], Tatsuya Kuwabara[3], Yuji Hatano[4], Takeshi Toyama[5], Noriyasu Ohno[3], and Yasuhisa Oya[1]
[1]Grad. Sch. Sci. Tech., Shizuoka Univ., [2]Fac. Sci., Shizuoka Univ., [3]Grad. Sch. Eng., Nagoya Univ., [4]HIRC, Univ. of Toyama, [5]IMR, Tohoku Univ.

マグネトロンスパッタリング法で作製したイットリア安定化ジルコニア被覆の構造分析と水素同位体透過挙動

Characterization and Hydrogen Isotope Permeation Behavior of Yttria-stabilized Zirconia Coating Prepared by Magnetron Sputtering

*遠藤 理帆[1]，木村 圭佑[1]，中村 和貴[1]，Michael Zielinski[2]，Johann Riesch[2]，藤田 光[3]，菱沼 良光[4]，近田 拓未[1]

[1]静岡大学，[2]マックスプランクプラズマ物理研究所，[3]東京大学，[4]核融合科学研究所

核融合炉におけるトリチウムの透過漏洩を低減するために、構造材料に機能性被覆を施すことが検討されており、本研究では、高温耐性や破壊靭性に優れたイットリア安定化ジルコニア被覆をマグネトロンスパッタリング法で作製し、構造分析と重水素透過試験を実施した。

キーワード：トリチウム，透過，被覆，イットリア安定化ジルコニア

1. 緒言

核融合炉ブランケットにおける構造材料からのトリチウムの透過漏洩の解決策として、配管等の内面にトリチウム透過低減被覆を施すことが検討され、これまで様々なセラミックスが被覆材料として検討されてきた。その中で、酸化ジルコニウムに酸化イットリウムを添加したイットリア安定化ジルコニア（YSZ）は耐熱性や破壊靭性に優れており、より高い熱サイクル安定性や機械的強度を被覆に付与できる可能性がある。そこで本研究では、マグネトロンスパッタリング法を用いて YSZ 被覆を作製し、構造分析と重水素透過試験を実施することを通して、YSZ 被覆の最適な成膜条件と水素同位体透過低減被覆としての適応性を調査した。

2. 実験手法

低放射化フェライト鋼 F82H（Fe-8Cr-2W）基板上に、基板温度を室温～300 ºC で変化させ、イットリア濃度が 4 及び 10 mol%の YSZ（4, 10Y-YSZ）被覆を反応性マグネトロンスパッタリング法で作製した。各試料に対して、X 線回析による結晶構造解析と走査型電子顕微鏡を用いた表面・断面観察を行った後に、ガス透過法による重水素透過試験を導入圧力 10～80 kPa、試験温度 300～600 ºC の条件で行った。

3. 結果・考察

室温で成膜した 4 Y-YSZ 被覆に対する重水素透過試験の結果を図に示す。透過試験温度の上昇に伴い、結晶粒の成長に起因すると考えられる透過フラックスの減少が確認され、高温領域である 600 ºC においても十分な透過低減性能を示した。また温度を上下させながら透過試験を繰り返したところ、透過量の大きな変化は確認されず、熱サイクルに対する安定性が確認されたことから、YSZ のトリチウム透過低減被覆としての高い適応性が示された。当日の発表では、基板温度を変化させて作製した 4Y 及び 10Y- YSZ 被覆の構造分析と透過試験の結果についても報告する。

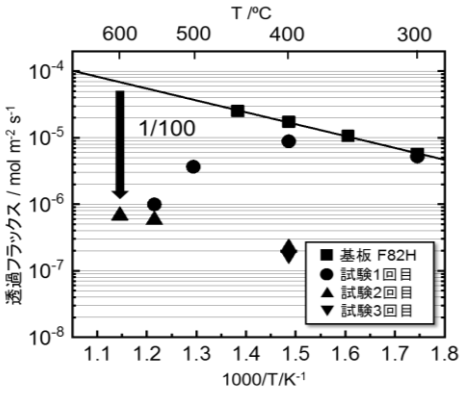


図 YSZ 被覆試料に対する重水素透過フラックスの温度依存性

*Riho Endoh[1], Keisuke Kimura[1], Kazuki Nakamura[1], Michael Zielinski[2], Johann Riesch[2], Hikari Fujita[3], Yoshimitsu Hishinuma[4], and Takumi Chikada[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]MP-IPP, [3]Univ. Tokyo, [4]NIFS

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

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 10:20 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 12:30 AM - 1:20 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[2M01-03] Neutron Cross Section, Photo-Nuclear Reaction, Nuclear Resonance Fluorescence

Chair:Nobuhiro Shigyo(Kyushu Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2M01] Cross section measurement of hydrogen containing materials

(1)light water and ethanol

*Masahide Harada[1], Yutaka Abe[2], Makoto Teshigawara[1], Motoki Ooi[1], Yujiro Ikeda[1], Kenichi Oikawa[1], Kenji Nakajima[1], Seiko Kawamura[1] (1. JAEA, 2. Kyoto Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2M02] Target mass dependence of photo-neutron production with 17 MeV linearly polarized photons

*Kim Tuyet Tran[1], Toshiya Sanami[1,2], Hirohito Yamazaki[1,2], Toshiro Itoga[3], Akihiro Takeuchi[1], Yoshihiro Asano[4], Shuji Miyamoto[4] (1. SOKENDAI (The Graduate University for Advanced Studies), 2. High Energy Accelerator Research Organization (KEK), 3. Japan Synchrotron Radiation Research Institude, 4. LASTI/University of Hyogo)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2M03] Nuclear resonance fluorescence experiment on Ni-58 using laser Compton scattering gamma-rays

*Toshiyuki Shizuma[1], Mohamed Omer[2], Takehito Hayakawa[1], Futoshi Minato[2], Shunya Matsuba[3], Hideaki Ohgaki[4], Shuji Miyamoto[5] (1. QST, 2. JAEA, 3. JASRI, 4. Kyoto Univ., 5. Univ. of Hyogo)

10:15 AM - 10:20 AM JST | 1:15 AM - 1:20 AM UTC

Time reserved for Chair

20～300K における水素含有物質の断面積測定
（１）軽水とエタノール

Cross section measurement of hydrogen containing materials
(1) light water and ethanol

*原田　正英[1]、安部　豊[2]、勅使河原　誠[1]、大井　元貴[1]、池田　裕二郎[1]、
及川　健一[1]、中島　健次[1]、河村　聖子[1]
[1]原子力機構、[2]京都大学

J-PARC 核破砕中性子源に設置されている中性子実験装置 NOBORU 及び AMATERAS において、水素含有物質の冷熱中性子領域における温度依存の全断面積及び散乱断面積の測定を開始した。軽水とエタノールを試料として測定し、断面積データを得ることができた。

キーワード：水素含有物質、断面積測定、温度依存性、冷熱中性子領域、J-PARC、NOBORU、AMATERAS

要旨

大型中性子源や小型中性子源で使用されている減速材は、高い減速特性から、水素含有物質を用いることが多い。冷熱中性子での全断面積や散乱断面積を含む散乱特性は、減速材の性能を決める重要なデータである。しかし、測定時期が古いものがあることや、測定方法もまちまちであることから、将来的な中性子源開発に向け、2018 年度より、系統的な水素含有物質の断面積測定を開始した。

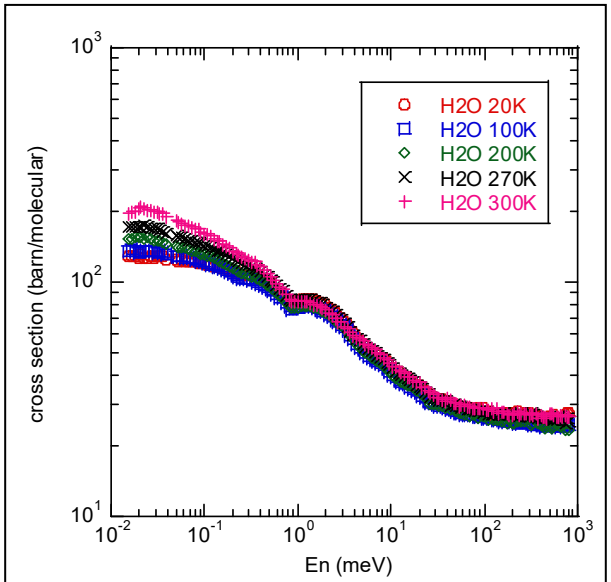


図１、軽水の全断面積の測定結果

測定は、J-PARC センターの物質生命科学実験施設の核破砕中性子源に設置されている中性子ビームラインである NOBORU 及び AMATERAS を用いた。全断面積の測定は NOBORU で、散乱断面積の測定は AMATERAS でそれぞれ行った。試料はアルミニウム製セルに封入し、試料の温度は、20、100、200、 300K 及び融点付近の温度点とした。全断面積の測定は、飛行時間法を用い、試料毎にエネルギー依存の中性子透過率を測定し、全断面積に変換した。散乱断面積は、チョッパーで複数のエネルギーにチョッピングし、散乱強度を測定することで、散乱断面積に変換した。

今回の発表では、水素含有物質の試料として、2018 年度に実施した軽水及びエタノールの測定を対象とする。測定結果の一例を図１に示す。全断面積については、安部らの理論計算と比較した結果、軽水については、熱中性子領域で相違がみられたが、エタノールについては、良い一致を得た。軽水の不一致は、多重散乱の影響だと考えられる。詳細は、当日報告する。

---

*Masahide Harada[1], Yutaka Abe[2], Makoto Teshigawara[1], Motoki Ooi[1], Yujiro Ikeda[1], Kenichi Oikawa[1], Kenji Nakajima[1] and Seiko Kawamura[1]

[1]JAEA, [2]Kyoto Univ.

Target mass dependence of photo-neutron production with 17 MeV linearly polarized photons

*T.K.Tuyet[1], T.Sanami[1,2], H.Yamazaki[1,2], T.Itoga[3], A.Takeuchi[1], S.Miyamoto[4] and Y.Asano[4]
[1]SOKENDAI, [2]KEK, [3]JASRI, [4]University of Hyogo

Double differential cross section of photo-neutron production was measured for 17 MeV polarized photon on Ti, Fe, Cu, Au and Pb target at NewSUBARU-BL01 facility. Target mass dependence of the neutron spectrum was observed for evaporation and direct component.
Keywords: photo-neutron, polarized photon, time-of-flight, neutron spectrum, double differential cross section.

1. Introduction: Neutron production of photo-nuclear reaction is an essential process for studying dosimetry and shielding design of an electron accelerator. Until now, neutron spectra of 17 MeV polarized photon on Au target were measured and then angular dependency of evaporation and direct component were observed [1]. To reveal atomic mass dependence of the neutron production, we took experimental data of neutron spectrum for various atomic mass targets at giant dipole resonance energy that provides the highest yield of neutrons.

2. Experiment: The experiment was done at NewSUBARU-BL01, Hyogo-Japan. The procedure is almost identical with the previous study [1]. Figure 1 shows a schematic drawing of experimental setup. The 17 MeV linearly polarized photons were produced by the collision of the polarized laser (Nd:YVO4 laser at 1.064 μm, 20 W) and electron beam with 982.4 MeV of energy. A plastic scintillator, 5 mm in thickness, was used to estimate the number of incident photons at upstream of the target. The photon beam was collimated into the center of the target. The targets, Ti, Fe, Cu, Au, and Pb, were prepared as cylindrical pills with the same diameter of 1 cm and different thickness 4 cm, 2 cm, 2 cm, 1 cm and 1 cm, respectively. An NE213 organic liquid scintillator (12.7 cm ϕ × 12.7 cm L) was set at 90 degrees horizontally with respected to the photon beam axis. In this report, we present the results of NE213 scintillator at 90^0 horizontal. The energy of photo-neutron was measured by a time-of-flight (TOF) method. The pulse shape discrimination (PSD) method was realized to separate photo-neutron and gamma.

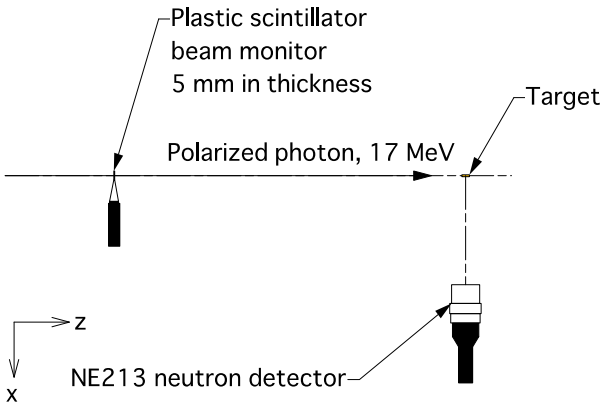


Figure 1 Schematic drawing of experimental setup

3. Data analysis : The energy threshold employed for analysis was 0.25 MeVee. The time walk effect was corrected with the fitting function as the correlation of TDC and QDC [2]. The neutron energy histogram was obtained by converting TOF histogram. The efficiency of neutron detector was estimated by SCINFUL-QMD simulation. The energy spectrum was normalized by the solid angle and the number of incident photons.

4. Result : Figure 2 shows the photo-neutron production double differential cross section for different targets. The shapes are different due to the difference in disintegration energy of neutron and the number of nuclei in each target. The cross-section of the Pb target is highest, while the cross-section of the Ti target is lowest. Similar energy dependences of the cross-section were seen for pairs of Pb and Au targets, and Fe and Cu targets. For these targets, direct component was observed.

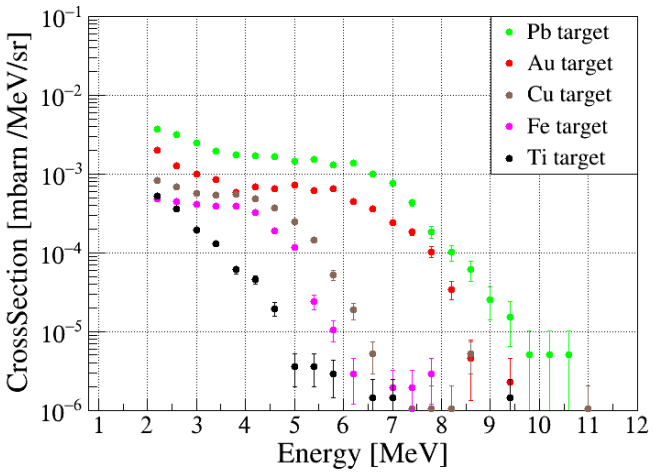


Figure 2. Double differential cross section of neutron production for targets

References

[1] Y.Kirihara at al., EPJ Web of Conferences **153**, 01019 (2017)
[2] L.Heilbronn at al., Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 522 (2004) 495-503

レーザーコンプトンガンマ線を用いた Ni-58 の核共鳴蛍光散乱実験

Nuclear resonance fluorescence experiment on Ni-58 using laser Compton scattering gamma-rays

*静間　俊行[1]，モハマド　オマル[2]，早川　岳人[1]，湊　太志[2]，
松葉　俊哉[3]，大垣　英明[4]，宮本　修治[5]
[1]量研，[2]原子力機構，[3]JASRI，[4]京大，[5]兵庫県大

直線偏光レーザーコンプトンガンマ線を用いて Ni-58 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。入射ガンマ線の偏光面と散乱ガンマ線の放出角度の相関から遷移の多重極度（E1 または M1）を決定し、エネルギー6MeV から 11MeV 領域の E1 及び M1 遷移強度を求めた。

キーワード：レーザーコンプトンガンマ線、核共鳴蛍光散乱、双極子遷移

1. 緒言

鉄領域核では、主に $f_{7/2}$ 軌道から $f_{5/2}$ への核子スピンの変化を伴う 1 粒子・1 空孔励起に起因する磁気双極子（M1）遷移が起き、その強度分布には、芯偏極、2 粒子・2 空孔励起による高次配位混合やテンソル力などの残留相互作用が寄与する。しかしながら、これまでの測定では M1 遷移と電気双極子（E1）遷移との識別が困難なため、Ni-58 の E1 遷移や M1 遷移の強度分布がよくわかっていなかった。そこで、直線偏光レーザーコンプトンガンマ線を用いて Ni-58 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。

2. 核共鳴蛍光散乱実験

実験は兵庫県立大学・高度産業科学技術研究所のニュースバル放射光施設において行った。最大エネルギー6.1、7.1、8.2、8.8、9.3、9.8、10.5、11.3 MeV のレーザーコンプトンガンマ線を生成し、高濃縮 Ni-58 標的に照射した。入射ガンマ線の偏光面を垂直方向に固定し、水平方向と垂直方向に設置した相対検出効率 70%～140%の高純度ゲルマニウム検出器 3 台を用いて、共鳴散乱ガンマ線の測定を行った。

3. 結果

図 1 に、入射ガンマ線の偏光面に対して平行な方向（上図）と垂直な方向（下図）に散乱した共鳴ガンマ線のエネルギースペクトルを示している。本実験から、エネルギー6MeV から 11MeV 領域において、56 本の散乱ガンマ線を観測し、入射ガンマ線の偏光面に対する散乱ガンマ線強度の非対称度を用いて、遷移の多重極度（E1 または、M1）を決定した。また、この領域の全 E1 及び全 M1 遷移強度を、それぞれ、0.085(2) e^2fm^2、2.9(1) μ_N^2 と求めた。

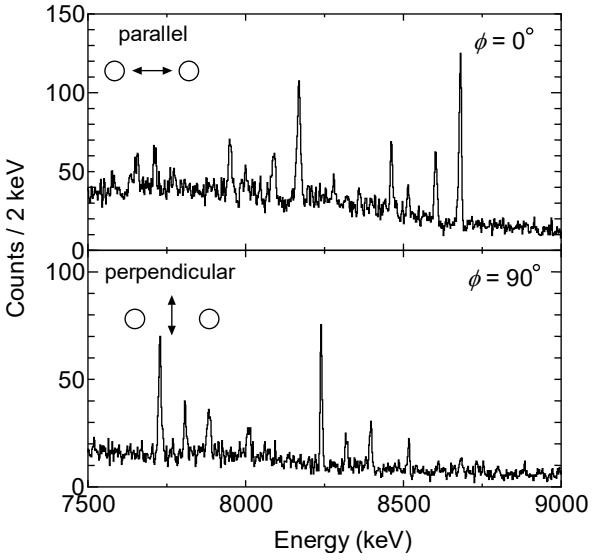


図 1. 散乱ガンマ線のエネルギースペクトル

*Toshiyuki Shizuma[1], Mohamed Omer[2], Takehito Hayakawa[1], Futoshi Minato[2], Shunya Matsuba[3], Hideaki Ohgaki[4], Shuji Miyamoto[5]
[1]QST, [2]JAEA, [3]JASRI, [4]Kyototo Univ., [5]Univ. of Hyogo

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

Thu. Sep 12, 2019 10:20 AM - 11:10 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 1:20 AM - 2:10 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[2M04-06] Library, Neutron Flux Calculation

Chair:Masahide Harada(JAEA)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[2M04] P-table problem of heating number in FENDL-3.1d ACE file (2)

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

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[2M05] Problem on neutron production data of charged particle induced files in TENDL-2017

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

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2M06] Calculation of 3D neutron flux distribution in the HTTR using MCNP6

*Hai Quan Ho[1], Nozomu Fujimoto[2], Shimpei Hamamoto[1], Toshiaki Ishii[1], Satoru Nagasumi[1], Etsuo Ishitsuka[1] (1. JAEA, 2. Kyushu Univ.)

11:05 AM - 11:10 AM JST | 2:05 AM - 2:10 AM UTC

Time reserved for Chair

FENDL-3.1d ACE ファイルの発熱数の確率テーブルの問題　(2)

P-table problem of heating number in FENDL-3.1d ACE file　(2)

*今野　力[1]、権　セロム[2]

[1] 日本原子力研究開発機構、[2] 量子科学技術研究開発機構

原子力学会 2019 年春の年会で指摘した FENDL-3.1d の非分離共鳴データのある 33 核種の ACE ファイルに入っている発熱数の確率テーブルに負の値が入っている問題の新たな対処方法を考案するとともに、他の主要核データライブラリの ACE ファイルの発熱数の確率テーブルについても調べた。

キーワード： FENDL-3.1d, ACE ファイル, 非分離共鳴, 確率テーブル, 発熱数, NJOY

1. 緒言

原子力学会 2019 年春の年会で、核融合炉用核データライブラリ FENDL-3.1d の非分離共鳴データのある 33 核種の ACE ファイルの発熱数の確率テーブルに負の値が入っていることを報告し、その原因を明らかにするとともに対処方法を提案した。この対処方法は発熱数の非分離共鳴の自己遮蔽を補正しないようにしたものであるが、発熱数でも非分離共鳴の自己遮蔽は生じるため、この方法は厳密には正しくない。そこで、今回、新たな解決方法を考案したので報告する。また、FENDL-3.1d 以外の核データライブラリの ACE ファイルの発熱数の確率テーブルの現状を調べたので、その結果も報告する。

2. 新たな対処方法

発熱数の確率テーブルに負の値が入った原因は、核データライブラリのエネルギーバランスの崩れに対処するため、全 KERMA（核発熱定数）のみ運動学的手法で計算するように核データ処理コード NJOY を IAEA が修正されたが、部分 KERMA はエネルギーバランス法で計算するようになっていて、運動学的手法の全 KERMA とエネルギーバランス法の部分 KERMA で整合性がとれなかったことにある。そこで、今回、部分 KERMA も運動学的手法で計算するように NJOY をさらに修正し、発熱数の非分離共鳴の自己遮蔽補正のための発熱数の確率テーブルを適切に設定できるようにした（図 1）。

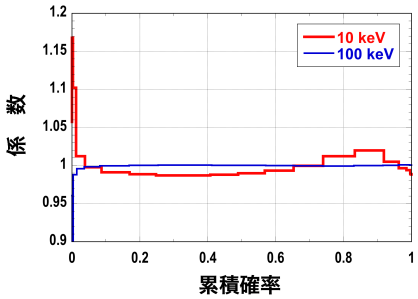


図 1　FENDL-3.1d の ^{69}Ga の発熱数の確率テーブル

3. FENDL-3.1d 以外の主要核データライブラリの ACE ファイルの発熱数の確率テーブルの現状

これまで FENDL-3.1d について調べてきたが、他の主要核データライブラリの ACE ファイルの発熱数の確率テーブルの現状も調べた。PHITS コードに付属の JENDL-4.0 の ACE ファイルでは、発熱数の確率テーブルが負になった 130 核種に対し NJOY 非分離共鳴処理をスキップして発熱数の確率テーブルに負の値が入る問題を回避していた。MCNP コードに付属の ENDF/B-VIII.0 ACE ファイルでは、原子力学会 2019 年春の年会で提案した方法をすでに使い、発熱数の非分離共鳴の自己遮蔽補正をしないことでこの問題を回避していた。OECD/NEA から公開されている JEFF-3.3 の ACE ファイルでは、20 核種程度で発熱数の確率テーブルに負の値が入っていた。今回の方法あるいは原子力学会 2019 年春の年会で提案した方法を用いて JEFF-3.3 の ACE ファイルは改定する必要がある。TENDL-2017 のホームページから公開されている TENDL-2017 の ACE ファイルでは、発熱数の確率テーブルは不思議なことに全核種で全て 0.0 になっていた。

4. まとめ

FENDL-3.1d の非分離共鳴データのある 33 核種の ACE ファイルに入っている発熱数の確率テーブルに負の値が入っている問題の新たな対処方法を考案した。また、OECD/NEA から公開されている JEFF-3.3 の ACE ファイルの発熱数の確率テーブルにも負の値が入っていることも明らかにした。

---

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

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

TENDL-2017 の荷電粒子入射ファイルの中性子生成データの問題点

Problem on neutron production data of charged particle induced files in TENDL-2017

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

[1] 量子科学技術研究開発機構, [2] 日本原子力研究開発機構

A-FNS の核解析の研究において、TENDL-2017 の重陽子入射の ENDF ファイルは３種類公開されているが、それらの間で中性子生成断面積、生成中性子エネルギースペクトルが大きく異なることを見つけた。この問題は TENDL-2017 の重陽子入射ファイルを用いた核解析に大きな影響を与える恐れがある。

キーワード：核融合中性子源 A-FNS、TENDL-2017、荷電粒子入射ファイル、中性子生成データ

1. 緒言

核融合中性子源 A-FNS は 40MeV まで加速した重陽子を液体リチウムターゲットに入射させ、Li(d,xn) 反応で発生する中性子を利用する施設である。A-FNS 核解析では中性子入射ファイルの核データだけでなく、今後、FENDL-3.1d や TENDL-2017 の重陽子入射ファイルを用いたモンテカルロ計算を検討している。FENDL の多くのデータは TENDL 由来のものであり、ほとんどの核種・反応断面積データが用意されている TENDL との比較は不可欠と考えられる。TENDL-2017 の荷電粒子入射ファイルは 1 つではなく３種類あり、形式は異なっていても同じデータが入っているべきであるが、最近、^{9}Be のアルファ入射ファイルの中性子生成データが違っていることが指摘されている[1]。今回、A-FNS 核解析で使うことを検討している TENDL-2017 の重陽子入射ファイルの主要核種の中性子生成データを調べたので報告する。

2. 検討手法及び結果

対象核種の重陽子入射ファイルの３種類（The TENDL file [公式 ACE ファイルあり], Special ENDF file, Another special ENDF file）を、TENDL-2017 の公式ホームページからダウンロードし、NJOY2016 で処理して ACE ファイルを作成した。NJOY の出力ファイルから中性子生成断面積、生成中性子エネルギースペクトルを抽出し、３種類のファイルで比較した。例として ^{9}Be と ^{56}Fe の中性子生成断面積を図１、２に示す。Special ENDF file の中性子生成断面積が他の２つのファイルのものより 15MeV（^{9}Be）、30MeV（^{56}Fe）以上で大きく異なっている。また、Be-9 では The TENDL file の生成中性子スペクトルが 20MeV 以下で他の２つのファイルと異なっていた。

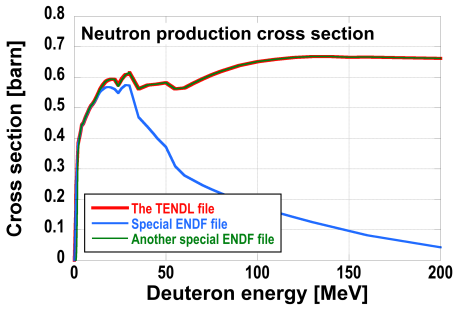


図 1. ^{9}Be の中性子生成断面積.

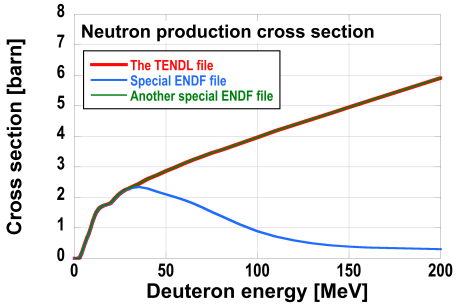


図 2. ^{56}Fe の中性子生成断面積.

3. まとめ

TENDL-2017 の主要核種の 3 種類の重陽子入射ファイルを調べ、中性子生成断面積と生成中性子エネルギースペクトルが大きく異なる核種があることを明らかにした。中性子生成断面積、生成中性子エネルギースペクトルの差は核解析結果にも大きな影響を与えると考えられる。発表では核解析の結果を含め、どのファイルを使うべきかを示す。

参考文献

[1] K. L. Paaren and H. K. Lee, Applied Radiation and Isotopes 146 (2019) 104-114.

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

[1]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

[2]Japan Atomic Energy Agency

Calculation of 3D neutron flux distribution in the HTTR using MCNP6

*Hai Quan Ho[1], Nozomu Fujimoto[2], Shimpei Hamamoto[1], Toshiaki Ishii[1], Satoru Nagasumi[1], Etsuo Ishitsuka[1]

[1]*Oarai Research and Development Institute, Japan Atomic Energy Agency*

[2]*Department of Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, Kyushu University*

Abstract

A detail 3D thermal/fast neutron flux in the HTTR core was calculated using the Monte-Carlo MCNP6 code with FMESH tally. The results are useful for understanding the neutronic characteristic as well as for the core optimization and safety analyses of the HTTR.

Keywords: HTTR, HTGR, MCNP, 3D, neutron flux.

1. Introduction High temperature engineering test reactor (HTTR) is the first Japanese high temperature gas cooled reactor (HTGR), which was constructed to upgrade the basic technology for the HTGRs. This study aims to provide a detailed neutron flux distribution in the HTTR core. First, the whole core of HTTR was modelled with Monte-Carlo MCNP6 code. Next, detail 3D neutron flux distribution was constructed with FMESH tally function.

2. Method The HTTR is a prismatic type of HTGR, containing 30 fuel columns with 5 stacking fuel blocks per each column. The fuel block is a graphite hexagonal block, with 36 cm in width across and 58 cm in height. There are 31 or 33 fuel rods in each fuel block, in which the average enrichment of uranium is about 6wt%. The HTTR also contains 16 columns for control rod guide blocks, 12 for replaceable reflector blocks, and three for irradiation test blocks. The whole core of HTTR was simulated with as much detail as feasibly possible. The MCNP6 modelling of the HTTR is shown in Fig. 1. MCNP6 provides the FMESH tally, which allows the user to get the tallies in a very fine mesh. This study used the mesh tallies with dimensions of 430×430×10 in *x, y* and *z* directions, respectively. The tallies were divided into two energy bins, thermal and fast, using an energy threshold of 2.38 eV. The KCODE option was used for neutronic and criticality calculation.

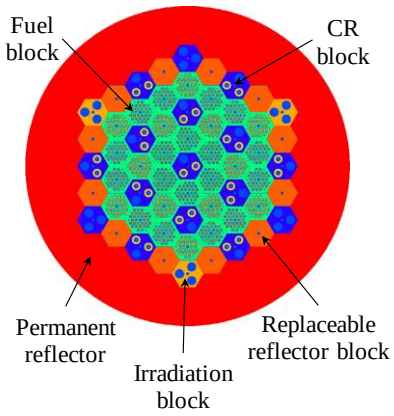


Fig. 1. Whole core model with MCNP6

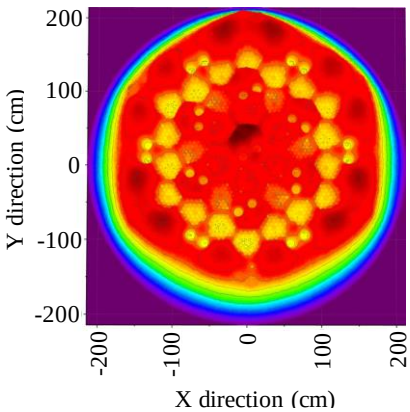


Fig. 2. Thermal flux distribution (e<2.38eV)

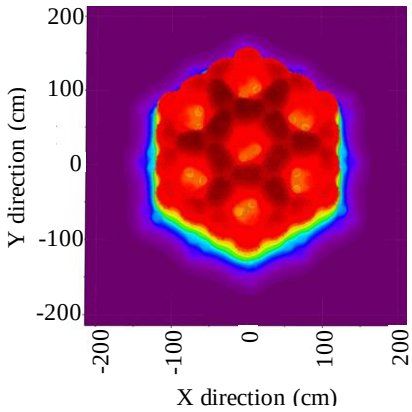


Fig. 3. Fast flux distribution (e>2.38eV)

3. Results and conclusions With 20×10^6 neutron history, the neutron flux could be achieved with a relative error of about 1%. The 3D thermal and fast neutron flux are shown in Figs. 2 and 3, respectively. It can be seen in Fig. 2 that the thermal flux is highest at the center of the core, followed by at the replaceable blocks. The thermal flux at the fuel rods is not so high due to less moderation here. According to Fig. 3, the fast neutron flux is only significant in the fuel region. It decreases remarkably at the reflector region and permanent reflector region because of the good moderation of graphite moderator. In conclusion, this study calculated and constructed the 3D thermal/fast neutron flux for the HTTR using MCNP6 code. The flux could be obtained in detail even for every fuel rod. This result is useful for understanding the neutronic behavior as well as for future core optimization and safety analysis of the HTTR.

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

Thu. Sep 12, 2019 11:10 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 2:10 AM - 3:00 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[2M07-09] Uncertainty, Covariance

Chair:Chikara Konno(JAEA)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2M07] A study of uncertainty due to nuclear data in a long-lived fission product (LLFP) transmutation system utilizing a fast reactor

(1)Estimation of covariance of neutron cross sections of LLFP

*Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamano[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech.)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2M08] A study of uncertainty due to nuclear data in a long-lived fission product (LLFP) transmutation system utilizing a fast reactor

(2)Uncertainty of reaction rate due to neutron capture cross section error of LLFP

*Naoki Yamano[1], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2M09] Estimation of covariance of neutron cross sections for decommissioning

*Tatsuki Amitani[1], Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamano[1], Ken-ichi Tanaka[2], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. IAE)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

高速炉を活用した長寿命核分裂生成物(LLFP)核変換システムにおける核データに起因する不確かさの検討
(1)　LLFP の中性子捕獲断面積の共分散推定

A study of uncertainty due to nuclear data in a long-lived fission product (LLFP) transmutation system utilizing a fast reactor

(1) Estimation of covariance of neutron capture cross section of LLFP

*稲倉 恒法[1]，山野 直樹[1]，石塚 知香子[1]，千葉 敏[1]

[1]東京工業大学先導原子力研究所

高速炉を活用した革新的な長寿命核分裂(LLFP)の核変換システムの設計において、LLFP核種の中性子捕獲断面積の誤差評価は重要である。中性子捕獲断面積の共分散を評価することで、核変換などの誤差を定量的に評価できるようになる。LLFP について、核データ評価コード群T6を用いて中性子捕獲断面積の共分散を推定した。

キーワード：LLFP, 中性子捕獲断面積, 共分散, 不確かさ評価, T6

1. 緒言

長寿命核分裂生成物（LLFP）の核変換技術は、地層処分の安全性向上並びに環境負荷低減の観点から重要である。高速炉を活用する革新的な核変換システムにおいて、従来に比べ飛躍的に高いLLFP核変換効率を達成するためには、LLFP核種の中性子捕獲断面積の誤差に起因する核変換特性の不確かさ評価は重要な課題である。本研究では、核データ評価コード群T6[1]でLLFP 6核種の断面積の不確かさを評価した。

2. 手法

T6は核データライブラリを評価して共分散を生成するコード群であるが、種々のパラメータはTENDL用に調整されている。我々はLLFP核種の中性子捕獲断面積がJENDL-4.0に沿うように、1）共鳴パラメータをJENDL-4.0の値に置き換え、2）スムースパートのパラメータを調整して、可能な限りJENDL-4.0の断面積を再現した。この断面積が平均値となるように、事前分布に基づいてパラメータに 1000通りの揺動を加えて断面積を計算した。これらの断面積を用いて、JENDL-4.0を基準とした断面積の共分散を計算した。

3. 結論

T6を用いてLLFP 6核種(^{79}Se, ^{93}Zr, ^{99}Tc, ^{107}Pd, ^{129}I, ^{135}Cs)の中性子捕獲断面積の共分散を推定した。図1に推定した^{107}Pdの中性子捕獲断面積の共分散を示す。

謝辞:本研究は原子力システム研究開発事業による令和元年度の文部科学省から東工大への委託事業「高速炉を活用したLLFP核変換システムの開発研究」の成果である。

参考文献

[1] A.J. Koning, D.Rochman, Ann. Nucl. Energy 35 (2008) 2024-2030.

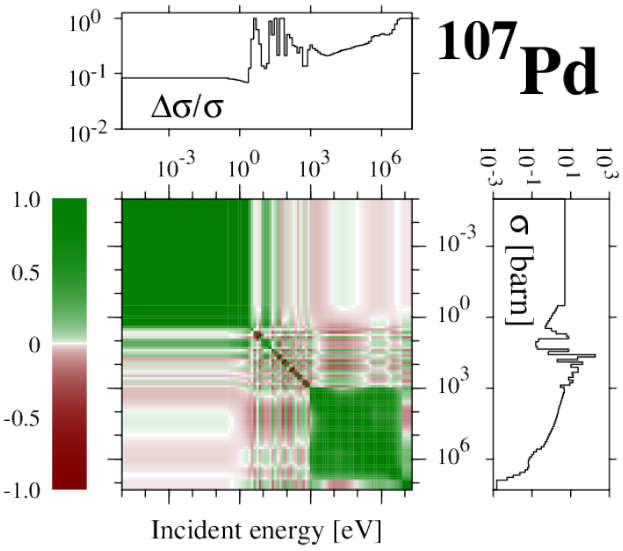


図１　^{107}Pd 中性子捕獲断面積の共分散

*Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamamo[1], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology.

高速炉を活用した長寿命核分裂生成物（LLFP）核変換システムにおける核データに起因する不確かさの検討
（２）LLFP の中性子捕獲断面積誤差による反応率の不確定性

A study of uncertainty due to nuclear data in a long-lived fission product (LLFP) transmutation system utilizing a fast reactor

(2) Uncertainty of reaction rate due to neutron capture cross section error of LLFP

*山野 直樹[1]，稲倉 恒法[1]，石塚 知香子[1]，千葉 敏[1]

[1]東京工業大学 先導原子力研究所

高速炉を活用した革新的な長寿命核分裂生成物（LLFP）の核変換システムの設計において，LLFP 核種の中性子捕獲反応断面積の誤差に起因する核変換特性の不確かさ評価は重要な課題である。T6 システムを用いて推定した中性子捕獲反応断面積の誤差を用いて，高い核変換効率を可能とする核変換ターゲット集合体の LLFP４核種同時照射条件における各 LLFP 核種の反応率の不確かさを解析した。

キーワード：高速炉，核変換システム，長寿命核分裂生成物，中性子捕獲反応断面積，核変換率，不確かさ解析

1. 緒言

有害度の高い長寿命核分裂生成物（LLFP）の核変換技術は，地層処分の安全性向上並びに環境負荷低減の観点から有用である。高速炉を活用する革新的な核変換システムにおいて，従来に比べ飛躍的に高い LLFP 核変換効率を達成するためには，LLFP 核種の中性子断面積の誤差に起因する核変換特性の不確かさ評価は重要な課題である。本研究では，断面積計算コード TALYS を内包する T6 コード[1]で LLFP 核種の断面積の不確かさを評価し，トータルモンテカルロ計算法（TMC）を用いて LLFP 核種の核変換率の不確かさを解析した。

2. 手法

T6 を用いて JENDL-4.0 の LLFP 断面積を再現した後に，各種モデルパラメータをランダムに振って 1000 個の核データランダムファイルを生成した。図１に示す LLFP４核種を含む集合体をブランケット領域第１層に配置した「もんじゅ」相当の核変換炉の炉心計算（MVP-II 及び MARBLE2）で得られた中性子スペクトルを用いて，このランダムファイルから 1000 セットの１群断面積を作成し，TMC による１年照射における生成消滅計算によって LLFP 核種の核変換率とその不確かさを算出した。

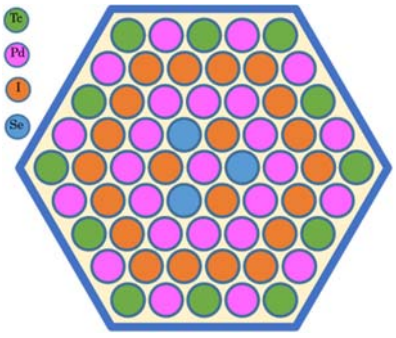


図１ LLFP４核種集合体構成

3. 結論

TMC で得られた結果を表１に示す。これらの計算を通して，核データライブラリの断面積の不確かさの影響を評価する手法を構築した。

表１ TMC による核変換率

LLFP nuclide	Transmuatation rate per year	Uncertainty
Tc-99	21.468%	2.415%
Pd-107	11.875%	0.573%
I-129	9.912%	0.644%
Se-79	37.015%	5.640%

謝辞: 本研究は原子力システム研究開発事業による令和元年度の文部科学省から東京工業大学への委託事業「高速炉を活用した LLFP 核変換システムの開発研究」の成果である。

参考文献

[1] A.J. Koning, D. Rochman, Ann. Nucl. Energy 35 (2008) 2024-2030.

*Naoki Yamano[1], Tsunenori Inakura[1], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology.

原子炉廃止措置のための中性子断面積の共分散推定

Estimation of covariance of neutron cross sections for reactor decommissioning

*網谷 達輝[1]，稲倉 恒法[1]，山野 直樹[1]，田中 健一[2]，石塚 知香子[1]，千葉 敏[1]
[1]東工大，[2]エネ総研

原子力施設の廃止措置で大量に発生する低レベル廃棄物(L1 から L3 及びクリアランス)の処理処分の最適化には、評価対象となる核種に対する信頼性の高い計算による評価及び測定並びにそれらの持つ不確かさを正しく把握することが不可欠である。前者の計算では、これまで評価対象となる核種ごとの断面積の不確かさを考慮した評価が行われてこなかった。本研究では、クリアランス検認において重要であると考えられる核種について、計算による評価の不確かさを把握するために必要な核データ評価コード群 T6 を用いて Bayesian Monte Carlo 法により中性子断面積の共分散を推定した。

キーワード：廃止措置，クリアランス，不確かさ，中性子断面積，共分散，Bayesian Monte Carlo

1. 緒言

原子力施設の廃止措置において発生する放射性廃棄物のクリアランス検認では、対象物の核種組成比データは一般に計算コードを用いて算出される。この計算結果の信頼性は、計算コードの入力データである 1)対象物の不純物を含むオリジナルの核種組成、2)照射条件及び 3)断面積ライブラリに依存する。よって、この 3 種類の入力データに由来する不確かさを適切に把握することで、評価値から過度の安全尤度を排除できる。本研究では、クリアランスレベルと核種組成比の観点から重要であると考えられる親核種である ^{62}Ni と ^{59}Co について、従来取り扱われなかった断面積ライブラリの不確かさが評価全体に与える影響を定量的に評価するため、これらの中性子断面積の共分散を推定する。

2. T6 を用いた共分散推定

T6[1]は、NRG Petten で開発された、Bayesian Monte Carlo 法に基づいて核データライブラリ及び共分散を生成するプログラム群の総称である。内在する様々なパラメータが TENDL 用に調整されているが、我々は JENDL-4.0 に対する共分散を推定するため、1)共鳴パラメータを JENDL-4.0 の値に置き換え、2)スムースパートのパラメータを調整して可能な限り JENDL-4.0 の断面積を再現し、それが平均値となるように事前分布に基づいてパラメータに 1,000 パターンの揺動を加えて断面積データを計算する。これにより、評価された核データを基準として、偏差を持った核データを大量に生成し、それを基に核データの共分散を計算できる。以上の手法により 1,000 個のランダム計算ファイルを作成すると共に、共分散データを有する ENDF-6 フォーマットのファイルを作成する。前者は Total Monte Carlo 法で用いるデータであり、後者は感度解析コードの入力データとなる。本研究ではこのように JENDL-4.0 に対する不確かさを二通りの方法で推定する。

3. 結論

T6 を用いて ^{62}Ni と ^{59}Co の中性子断面積の共分散をそれぞれ推定した。今後、今回対象としなかった核種についても同様の共分散推定を行うとともに、得られた結果を廃棄物の放射化問題に適用する予定である。

謝辞: 本研究は東工大と中部電力の共同研究「クリアランス検認で求められる放射能評価の不確かさの研究」の成果を含みます。

参考文献

[1] A. J. Koning and D. Rochman, Nuclear Data Sheets 113, 2841 (2012)

---

*Tatsuki Amitani [1], Tsunenori Inakura[1], Naoki Yamano[1], Ken-ichi Tanaka[2], Chikako Ishizuka[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Tech, [2]IAE

General Meeting

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[2M_GM] 「核データ部会」第40回全体会議

[2M_GM] General Meeting

General Meeting

[2M_GM] 「核データ部会」第40回全体会議

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room M (Common Education Bildg. 3F A31)

[2M_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report：Special Committee for Nuclear Data[Nuclear data division]

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[2M_PL] Activity report of special committee for nuclear data in the fiscal years of 2017 and 2018

Chair:Satoshi Chiba(Tokyo Tech)

[2M_PL01] Roadmap of nuclear data activities

*Satoshi Kunieda[1] (1. JAEA)

[2M_PL02] Application of maching learning to radiation measurement～examples in nuclear data and analysis of gamma-ray spectra

*Tadahiro Kin[1] (1. Kyushu Univ.)

[2M_PL03] Neutron capture therapy and nuclear data

*Tatsuya Katabuchi [1] (1. Tokyo Tech)

[2M_PL04] Work plan of sigma research group

*Tokio Fukahori[1] (1. JAEA)

2019年秋の大会

総合講演･報告 3　「シグマ」特別専門委員会

「「シグマ」特別専門委員会 2017、2018 年度活動報告

Activity report of special committee for nuclear data in the fiscal years of 2017 and 2018

（1）核データロードマップについて

(1) Roadmap of Nuclear Data

*国枝　賢

日本原子力研究開発機構

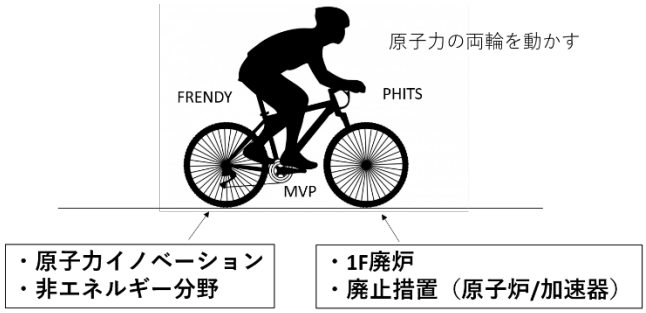
1. はじめに

原子力開発が本格的に開始された 1950 年代以降、先人たちは国を平和と発展を想い、夢を持ち、明るいビジョンを掲げて研究開発に邁進していたに違いない。特に 1970 年代から 90 年代にかけては大きな躍進を遂げ、日本の経済成長を支えた真に「飛躍」の時代であった。２１世紀はどうであろうか？ 少なくとも前半世紀は「課題への取り組み」と「イノベーションの創出」が両輪になって、安心/平和で持続可能な社会を構築することが必要であると考えられる。

課題として取り組むべきは、東京電力福島第一原子力発電所廃炉計画への貢献が第一に挙げられるであろう。加えて、寿命を迎えた原子力施設の安全かつ合理的な廃止措置を着実に実施する必要がある。さらに核セキュリティ対策、余剰プルトニウムや使用済み燃料の処理・処分に関わる検討を進める必要がある。一方、原子力工学は医療、微量元素分析や宇宙科学・工学等々に裾野を広がりつつあり、横断的な分野を開拓する可能性を秘めた夢のある研究でもある。例えば、医療分野においては粒子線を用いた癌治療や放射性薬剤の製造に関わる研究が産学連携で活発に推進されている。また、ADS や加速器を使った使用済み燃料の処理・処分に関わる負担低減のためのイノベーションの創出は人類の大きなチャレンジである。

2. 核データロードマップ計画

核データは原子力研究開発のほぼ全てを根底から支える研究分野である。昨年度、核データに関わる今後の研究・技術開発の“方向性”を示す指標とすることを目的とし、「核データロードマップ（RM)」の作製に着手した。RM を作成することにより、核データのニーズ/方向性の共有化、国内関係者間の協働による効果的な研究開発の実現、若手研究者や学生へ分野の意義や研究の魅力の提示などが期待される。H30 年度には手始めとして、若手を中心とした約１０名のチームによる小会合を開催し、核データの課題（核物理、測定/実験、評価、検証/利用、人材育成）や将来像などについて議論した。本講演では RM 作成計画の全体像や小会合における議論の内容について報告を行う。なお、今後、JENDL 委員会へはニーズ調査、核データ部会会員の皆様にはアンケートにてご協力頂ければ幸いである。



*Satoshi Kunieda

Japan Atomic Energy Agency

2019年秋の大会

総合講演・報告 3　「シグマ」特別専門委員会

「シグマ」特別専門委員会 2017、2018 年度活動報告

Activity report of special committee for nuclear data in the fiscal years of 2017 and 2018

（2）放射線計測分野への機械学習の応用 —核データ測定とガンマ線分析の例—

(2) Application of Machine Learning for Radiation Measurements
- Examples of Nuclear Data Analysis and Gamma-ray Spectrometry -

*金　政浩[1]

[1]九州大学総合理工学府

1. 序論

現在の第 3 次機械学習ブームは、機械学習最大の関門であった勾配消失問題と過学習問題のほぼすべてを Hinton[1,2]らが解決したことから始まった。ブーム到来によって、使いやすいライブラリが整備され、あらゆる分野で容易に機械学習を適用できるようになり、放射線計測分野にもその波は押し寄せてきている。本稿では、九州大学が取り組んでいる放射線計測分野への適用例を 2 つ示す。

2. 多重箔放射化法におけるスペクトルアンフォールディング

東北大 CYRIC で、医療用などに応用可能な RI 製造に関する研究を行っている。特に C or Be(*d*,*n*)反応による中性子源に着目しており、その二重微分 Thick Target Neutron Yield を多重箔放射化法で系統的に計測している。多重箔放射化法によるスペクトルアンフォールディングに機械学習を用いた手法を適用し、図 1 に示すように既存のコードと同等の結果が得られることがわかっている。

3. ガンマ線スペクトルからの迅速核種同定

福島第一原子力発電所事故からの環境回復の一環として、がれきなどの大量のサンプルの放射能を迅速に計測する手法を開発している。現状として、スペクトル形状から核種同定を行う部分まで達成している。計測時間の極めて短いスペクトルから、95%以上の精度で核種同定することに成功している。今後は複数核種が混在するサンプルに対して、核種同定のみならず放射能を決定できるモデルに発展させていく予定となっている。

4. 結論

近年の機械学習の発展は、ライブラリの整備に伴うものである。今回の例のように第 2 次機械学習ブームの技術だけでも十分な成果が得られる例も多く、今後さらに複雑で難易度が高い問題へも適用されていくだろう。

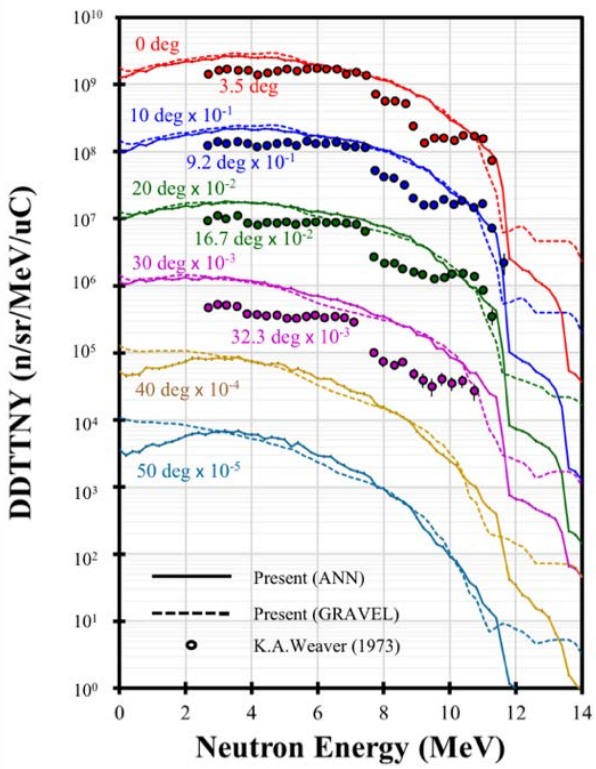


図 1 12MeV 重陽子入射による C(d,n)反応の二重微分中性子収量。既存コード GRAVEL と機械学習 ANN による解析結果の比較。

参考文献

[1] G.E. Hinton and R.R. Salakhutdinov, SCIENCE 313 (2006) 504.

[2] V. Nair and G.E. Hinton, Proc. of 27th ICML'10 (2010) 807.

*Tardahiro Kin[1]

[1]Kyushu Univ.

2019年秋の大会

総合講演･報告 3　「シグマ」特別専門委員会

「シグマ」特別専門委員会 2017、2018 年度活動報告

Activity report of special committee for nuclear data in the fiscal years of 2017 and 2018

（3）中性子捕捉療法と核データ研究

(3) Neutron Capture Therapy and Nuclear Data

*片渕　竜也
東京工業大学

1. はじめに

近年、中性子を利用した放射線治療である中性子捕捉療法が注目されている。特に中性子とホウ素の原子核反応 $^{10}B(n,\alpha)^{7}Li$ 反応を利用したホウ素中性子捕捉療法（Boron Neutron Capture Therapy, 以下 BNCT ）への期待が大きい。

BNCT は細胞レベルの選択的治療を可能とすることから、浸潤性の腫瘍に対する有望な治療法として期待されている。特に悪性脳腫瘍のひとつである悪性神経膠芽腫に対して治療の期待が高いまた、最近では、脳腫瘍以外に頭頚部、口腔内の癌にも適用が試みられており、治療対象の拡大が進められている。

最近の BNCT の大きな動きとして、加速器中性子源の利用があげられる。従来、BNCT は原子炉からの中性子ビームを用いて治療が行われてきた。原子炉からは非常に安定した中性子ビームが得られるという大きな利点がある一方、BNCT を行える原子炉施設は限られている。また、原子炉施設の新設は用意ではなく、さまざまな拘束条件が存在する。そこで、加速器を用いて中性子発生反応を起こし、そこから得られる中性子ビームを BNCT に利用しようという動きが多方面で進められている。

2. 中性子捕捉療法と核データ研究

中性子捕捉療法は、中性子の起こす原子核反応を用いていることから当然のことながら核データと密接に結びついている。そこで必要とされる核データは以下の 3 つに大別することができる。

（1）　（治療のもととなる原子核反応）治療効果を引き起こす原子核反応である。つまり、BNCT であれば、$^{10}B(n,\alpha)^{7}Li$ 反応である。他にも $^{157}Gd(n,\gamma)^{158}Gd$ や 33S(n,a)30Si といった反応を用いた中性子捕捉療法が提案されている。これらの反応断面積は治療効果を評価する上で非常に重要である。

（2）　（生体内物質との原子核反応）生体を構成する元素 H, C, N, O 等との原子核反応である。がん細胞、正常細胞に関係なく起こることから、患者の被ばく線量評価で重要となる。$^{1}H(n,n)^{1}H$ や $^{14}N(n,p)^{14}C$ などの反応が重要なものとして挙げられる。

（3）　（加速器中性子源に関連した原子核反応）加速器中性子源は荷電粒子による中性子発生反応を利用する。したがって、加速器中性子源の設計には当然のことながら、その中性子発生反応の断面積が重要となる。また、一般に加速器中性子源からは中性子だけではなくガンマ線も発生してしまう。中性子源からのガンマ線の患者に与える被ばく線量評価には中性子源中で起こるガンマ線発生反応の断面積データも必要となる。

本講演では以上のことを踏まえ、中性子捕捉療法で必要とされる核データの現状および近年の測定状況について報告する。

*Tatsuya Katabuchi
Tokyo Institute of Technology

2019年秋の大会

総合講演･報告 3　「シグマ」特別専門委員会

「シグマ」特別専門委員会 2017、2018 年度活動報告

Activity report of special committee for nuclear data in the fiscal years of 2017 and 2018

(4)「シグマ」調査専門委員会の活動予定

(4) Work plan of sigma research group

*深堀　智生

日本原子力研究開発機構

1. はじめに

「シグマ」特別専門委員会は、2005 年 9 月末迄の約 40 年間、日本原子力研究所（原研）「シグマ研究委員会」と表裏一体の活動をしてきた。2005 年 10 月の 2 法人統合による原研「シグマ研究委員会」の自然消滅以降については、本委員会は核データ部会と協同して活動を継続した。特に原子力以外の分野を含む内外学術機関と連携し、我が国の科学技術開発における今後の核データ活動方針等についての情報交換と俯瞰的な立場からの合意形成に貢献してきた。

近年、我が国の核データ活動は、従前からの原子炉核特性計算等軽水炉の運用や高速炉の開発といったエネルギー利用のみならず、ImPACT 計画や代理反応のように原子核物理等他分野との協働によって新手法が取り入れられ、画期的な進展が期待されている状況にある。このような近年の実験及び理論計算手法の発展、超並列計算機利用によって従来は困難であったマイナーアクチノイド（MA）や長寿命核分裂生成物（LLFP）等の放射性核種の核データの測定や精密計算が可能となりつつある。また、シグマ委員会メンバーは宇宙物理や医療用核データの分野においても多大な貢献を行っているが、このような他分野における知見や、他分野からのリクエストは、核データ研究自体に新たな血流をもたらす原動力となっている。

以上の観点に鑑み、「シグマ」特別専門委員会を発展的に改組して「シグマ」調査専門委員会を設置し世界のグローバルな動向を調査・注視しつつ我が国の核データ活動に対する大所高所からの俯瞰的検討や原子力学会以外の広い分野の内外学術機関との連絡、情報交換や学際協力体制の構築を行い、我が国の核データ活動の更なる発展に資することを新委員会の設置目的としている。

2. 活動計画

「シグマ」調査専門委員会では核データ部会、原子力機構の JENDL 委員会との連絡を緊密にとりつつ、同部会・委員会でカバーできていない以下の調査活動を中心に行う。

(1) 原子力のみならず核データが関連する原子核物理、宇宙物理、放射線医学など、広く分野を横断する視点から科学技術研究開発の動向及び核データの貢献可能性を調査する。
(2) 学術的な立場から、核データに係る実験、理論、統計解析手法などについて最新知見の調査を行う。
(3) 核データに対する要求リストサイトを運用し、広範な分野からのニーズ把握を恒常的に行う。
(4) 核データに関する研究会やセミナーの開催、教科書作成等を通して当該分野の人材育成に貢献する。
(5) 核データ整備について、中長期的な視点から課題とその対応を検討し、チェックポイントを検討し、ロードマップとして公表する。

*Tokio Fukahori

Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[2M10-14] Charged Particle Reaction

Chair:Masayuki Hagiwara(KEK)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2M10] Measurement of Fe displacement cross section for proton energy region between 0.4 and 3 GeV

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

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2M11] Measurement of nuclide production cross section with 0.4 - 3.0 GeV proton beams at J-PARC(III)

(1)Cross sections of Zr and Ag

*Hiroki Matsuda[1], Hayato Takeshita[1,2], Shin-ichiro Meigo[1], Hiroki Iwamoto[1], Fujio Maekawa[1] (1. JAEA, 2. Kyushu Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2M12] Measurement of nuclide production cross section with 0.4 - 3.0 GeV proton beams at J-PARC(III)

(2)Nuclide production cross section for Ni

*Hayato Takeshita[1], Shin-ichiro Meigo[2], Hiroki Matsuda[2], Hiroki Iwamoto[2], Fujio Maekawa[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2M13] Charged particles emission at incident reaction of 100MeV/u ^{12}C-beam

*Kazuhito Yoshida[1], Motoharu Fuji[1], Yuji Yamaguchi[1], Toshiya Sanami[2], Matsufuji Naruhiro[3], Yusuke Koba[3], Yosuke Iwamoto[4], Yusuke Uozumi[1] (1. Kyushu Univ. , 2. KEK, 3. QST, 4. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2M14] Calculation of (p,αx) reaction with Intra nuclear cascade model.

*Yuki Fukuda[1], Yusuke Uozumi[1] (1. Kyushu Univ.)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

0.4-3 GeV 領域の陽子入射における鉄の弾き出し断面積の測定

Measurement of Fe displacement cross section for proton energy region between 0.4 and 3 GeV

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

加速器駆動核変換システム(ADS)等の大強度陽子加速器施設に用いられるビーム窓の損傷評価の高度化のため、J-PARC センターの加速器施設において、運動エネルギー領域が 0.4 - 3 GeV となる陽子による鉄の弾き出し断面積の測定を行った。本実験結果と計算との比較検討を行った。

キーワード： 弾き出し断面積, 数 GeV 陽子, 鉄, PHITS, J-PARC, NRT モデル, arc-DPA モデル

1. 緒言

加速器駆動核変換システム(ADS)等の大強度陽子加速器施設では、ビーム窓や標的に用いられる材料の損傷評価が重要となる。損傷の指標として弾き出し損傷(DPA)が用いられるが、NRT モデルに基づく弾き出し断面積と粒子束の積分により導出される。陽子の 20 MeV 以上のエネルギー領域では、弾き出し断面積の殆ど測定されていないため、計算モデルの十分な検討がされていない。一方、大強度陽子加速器施設の機器の寿命評価は DPA を基準とするため、信頼性の高い DPA および弾き出し断面積の評価が重要となる。本研究では、J-PARC の加速器施設において 0.4 - 3 GeV 陽子に対する鉄の弾き出し断面積の測定を行った。

2. 実験

弾き出し断面積は、試料入射に伴う抵抗率変化を欠損あたりの抵抗率変化と陽子束で除することにより得ることができる。欠損あたり（フランケル対あたり）の抵抗率変化は、電子線等を用いた研究により既知となり、抵抗率変化と陽子束の測定により導出することができる。照射による欠損を試料中に留めることが重要となるため、極低温に冷却した状態で測定することが必要となる。4 K まで冷却可能な冷凍機に試料を取り付けた真空装置を製作し、3 GeV 陽子シンクロトロン加速器施設に設置した。試料は、直径 0.25 mm、長さ 40 mm の鉄を用い、照射前の試料の欠損を無くすため融点付近の高温で焼鈍した。断面積の導出のためには、試料における陽子束が必要となるため、試料位置のビームプロファイルを炭化珪素製のワイヤを用いて計測した。試料の温度上昇を抑えることが望ましいものの、微弱なビームではビーム形状が不明となるため形状が可能となる最弱な強度のビームを用いた。

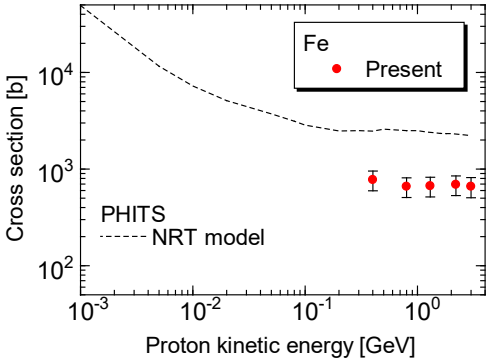


図 1 本実験による鉄の弾き出し断面積、及び計算の比較

3. 結果

実験の結果、ビーム形状は単純なガウス分布となり、ビーム幅と積算電流から試料における陽子束を導出した。この結果、世界で初めて 0.4 – 3 GeV 陽子の弾き出し断面積を取得した。測定の誤差の殆どは、フランケル対当たりの抵抗率変化の分散によるものである。図 1 に本実験結果及び DPA 評価に一般的に用いられる NRT モデルを用いた PHITS の計算結果を示す。NRT モデルの鉄の断面積の計算結果は、実験を 3～4 倍程度過大評価することが示され、これまで測定したアルミ及び銅に対する断面積[1]と同様な結果となった。本発表では、欠陥の非熱的な再結合を補正した(athermal recombination correction: arc)モデルによる計算との比較検討を示す予定である。

[1] 明午 他, 日本原子力学会 2019 年春の年会

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

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

(1) ジルコニウム及び銀の核種生成断面積

Measurement of nuclide production cross section with 0.4 GeV – 3.0 GeV proton beams at J-PARC(III)

(1) Cross sections of Zr and Ag

*松田 洋樹[1], 竹下 隼人[1,2], 明午 伸一郎[1], 岩元 大樹[1], 前川 藤夫[1]

[1]JAEA, [2]九州大学

加速器駆動核変換システム(ADS)における核設計の高度化のためには幅広い核種に対する高精度な核種生成断面積が必要である。そこで J-PARC において、2018 年秋及び 2019 年春の大会での発表と同じ手法を用いて中重核（Zr 及び Ag）を標的とした生成断面積測定を行い、得られたデータを評価済み核データ及び PHITS コード等による計算値と比較・検討した。

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

1. 緒言　加速器駆動核変換システム(ADS)における核設計の高度化のためには、広い元素範囲におけるシステマティックな核種生成断面積が重要となる。これまで様々な陽子加速器施設で測定されてきたが実験データの精度は十分と言えず、またデータの量も十分ではない。そこで本研究では ADS で候補となる 0.4～3.0 GeV 陽子ビームを用いて核種生成断面積の測定を行った。

2. 実験及び解析　前回の発表 [1]と同様に実験は 3 GeV 陽子加速器施設(RCS)で行われた。試料には□25 mm^2・厚さ 0.1 mm の Zr 及び Ag を用い、これらを積層させたものに陽子を照射した。RCS 出射キッカーの励磁タイミングを早め加速途中のビームを取り出し 0.4, 1.3, 2.2, および 3.0 GeV の陽子を用いた。各エネルギーに対し 0.4 Hz の繰り返しで約 2.4×10^{14} 個の陽子を照射した。照射後に Ge 検出器によるγ線スペクトル測定から生成断面積を導出した。導出後、実験値、PHITS [2]及び INCL++[3]による計算、及び JENDL-HE/2007（Zr のみ）と比較検討を行った。PHITS では INCL-4.6 と Bertini モデルを用い、崩壊モデルには内蔵された GEM 及び Furihata の Gen.GEM を用いた。INCL++では INCL-6.0 と ABLA07 を組み合わせて計算を行った。

3. 結果　図 1 に ^{nat}Ag(p,x)^{79}Kr 反応断面積（丸）を他の実験（四角）との比較を示す。精密なビーム制御を行ったことにより本実験値は他実験（誤差 21%）よりも高精度（誤差 5.6～10%）に測定できた。PHITS 及び INCL++による計算値（実線・破線）も図 1 に示す。断面積のピークエネルギーはいずれの計算も約 1.1 GeV であるが、断面積は Bertini モデルの方が INCL より約 25%大きく、実験値を再現していた。本発表では、他の断面積測定結果を計算及び評価済みデータと比較し議論を行う。

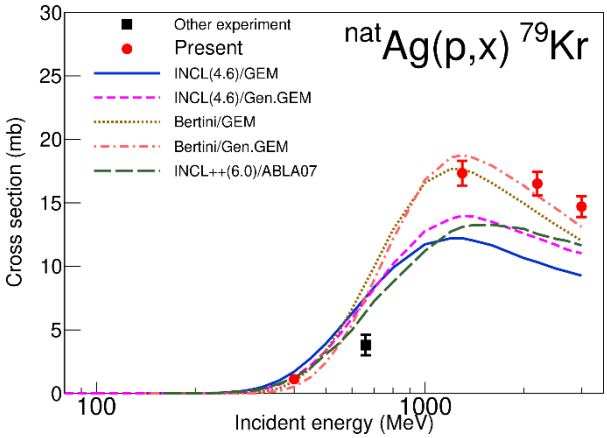


図 1 ^{nat}Ag(p,x)^{79}Kr 断面積

参考文献

[1]　松田 他, 日本原子力学会 2019 年春の大会

[2]　T. Sato, et. al., J. Nucl. Sci. Technol. 55 (2018)

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

---

*Hiroki Matsuda[1], Hayato Takeshita[1,2] Shin-ichiro Meigo[1], Hiroki Iwamoto[1], Fujio Maekawa[1]

[1]JAEA, [2]Kyushu Univ.

J-PARC における 0.4 GeV – 3.0 GeV 陽子を用いた核種生成断面積測定(III)
（2）Ni に対する核種生成断面積

Measurement of nuclide production cross section with 0.4 – 4.0 GeV proton beams at J-PARC (III)
(2) Nuclide production cross section for Ni

*竹下 隼人[1,2]，明午 伸一郎[2]，松田 洋樹[2]，岩元 大樹[2]，前川 藤夫[2]
[1]九州大学，[2]原子力機構

加速器駆動核変換システム(ADS)等の高エネルギー・大強度陽子加速器施設の核設計の高度化を目的として、陽子入射核種生成断面積を測定し、理論模型計算及び評価済み核データとの比較を行った。今回は、ADS の陽子ビーム窓材等の構造材に含まれる Ni に対する核種生成断面積について報告する。

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

1. 緒言

JAEA では、加速器駆動核変換システム(ADS)等の高エネルギー・大強度陽子加速器施設の核設計・遮蔽設計の高度化を目的として、J-PARC において高エネルギー陽子入射に対する核種生成断面積の系統的な測定を行っている。従来の測定に比べて入射陽子数を精度よく決定できるため、測定の不確かさを少なくすることに成功している。本研究では、ADS の陽子ビーム窓材等の構造材に含まれる ^{nat}Ni に着目し、陽子入射に対する核種生成断面積の測定を実施した。さらに、得られた測定結果と理論模型計算との比較を行うことで、理論模型や評価済み核データライブラリによる現状の予測精度を把握するとともに改良すべき点について考察を行った。

2. 実験・解析

実験は J-PARC の 3GeV シンクロトロンを用いて行った。ビームライン上に据え付けられた真空チェンバに、厚さ 0.1 mm の Ni 箔を 4 枚設置し、それぞれに対して 0.4、1.3、2.2、及び 3.0 GeV の陽子ビームを照射した。照射陽子数はビームモニタにより測定した。照射後試料を取り出し、Ge 検出器を用いて試料から放出されるガンマ線を測定した。取得したガンマ線スペクトルから生成核種のピークを同定し、そのピーク強度から生成断面積を導出した。

3. 結果・考察

例として ^{24}Na および ^{57}Ni の生成断面積の実験値と PHITS[1]による理論模型計算(INCL4.6/GEM)[2,3]との比較を右図に示す。INCL4.6/GEM を用いた計算では、^{24}Na のような比較的軽いイオン生成を過小評価し、^{57}Ni のような残留核生成を過大評価する傾向が見られた。

本講演では、取得した実験データと理論模型計算にとの比較を行い、使用した理論模型の妥当性を評価する。さらに、実験値との相違を考察することにより理論模型の改良すべき点について議論する。

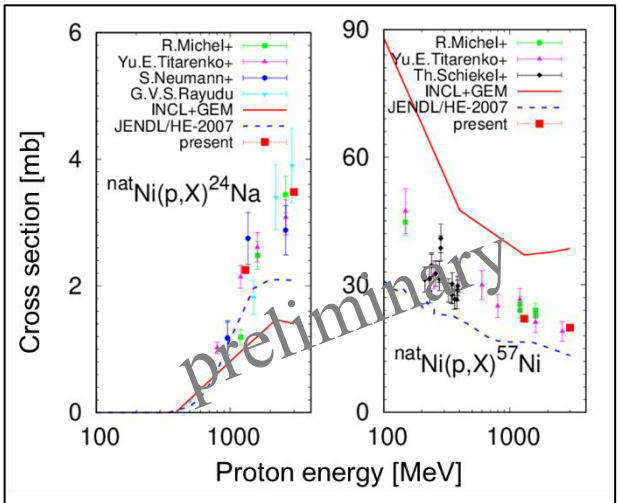


図. ^{nat}Ni 標的に対する ^{24}Na（左）および ^{57}Ni（右）の生成断面積（本測定結果は統計誤差のみ示す。）

参考文献

[1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. **55**, 684 (2018).
[2] A. Boundard et al., Phys. Rev. C **87,** 014606 (2013).
[3] S. Furihata et al., Nucl. Instrum. Meth. B **171,** 251 (2000).

*Hayato Takeshita[1,2], Shin-ichiro Meigo[2], Hiroki Matsuda[2], Hiroki Iwamoto[2] and Fujio Maekawa[2]
[1]Kyushu Univ., [2]JAEA

100MeV/u ^{12}C ビーム入射荷電粒子生成反応の研究

charged particles emission at incident reaction of 100MeV/u ^{12}C-beam

*吉田和人[1], 藤井基晴[1], 山口雄司[1], 佐波俊哉[2], 松藤 成弘[3], 古場 裕介[3], 岩元洋介[4], 魚住裕介[1]

[1]九州大学, [2]高エネルギー加速器研究機構, [3]量子線科学技術研究開発機構, [4]日本原子力研究開発機構

抄録

未測定領域であった大放出角での 100MeV/u ^{12}C 粒子入射生成二重微分断面積の測定をおこなった。測定には、半導体検出器,GSO シンチレータ,PWO シンチレータを用いた。陽子,重陽子,三重陽子,^{3}He,α粒子を*ΔE–E* 法によって識別して結果を得た。

キーワード：^{12}C ビーム入射, 荷電粒子, 二重微分断面積, *ΔE-E* 法

1. 緒言

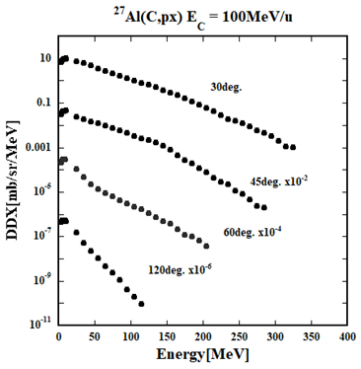
炭素イオンがん治療は効果的な治療法であるが，炭素イオンフラグメンテーション反応で生じる 2 次粒子による、治療ビームの軌道から離れた健常組織への低線量被ばくが問題視されている．これが晩発影響として発がんを引き起こすと考えられるため，治療の際は線量の正確な見積りが必要となる．これまでフラグメンテーション反応断面積は数多く測定されているが、ほとんどが測定角度 10 度以下に限られたエネルギー積分断面積となっている。角度 40 度までの二重微分断面積をエネルギー100MeV/u で測定したデータが唯一存在するのみである。本研究では報告例のない[2]40 度以上の角度を含む 100MeV/u^{12}C 入射反応 DDX の実験データの取得を目指した．

2. 実験

放射線医学総合研究所の HIMAC 棟で実験をおこなった．散乱槽内に C, Al 試料を設置し，入射エネルギー E= 100MeV/u の ^{12}C イオンを照射した．散乱槽の 30°, 45°, 60°, 120°のポートに，Si 半導体検出器，GSO, PWO シンチレータからなる検出器を設置し，標的試料から放出する陽子，重陽子，三重陽子，^{3}He, α粒子のエネルギーを測定した．粒子識別にはΔE-E 法を用いた．

3. 結果と考察

右図に 100MeV/u^{12}C 入射 Al(^{12}C,px)反応 DDX の結果を示す．30° から 120° の幅広い角度で、最大 320MeV 程度の高エネルギー分まで実験データを得ることができた．得られた DDX は全角度で同様の傾向を示している．重陽子は最大 395MeV、三重陽子は最大 405MeV、^{3}He・α粒子は最大 475MeV 程度のエネルギー範囲のデータを得ることができた．



参考文献

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

[2] J. Dudouet et al., Phys. Rev. C,88 024606 (2013).

---

*Kazuhito Yoshida[1], Motoharu Fuji[1], Yuji Yamaguchi[1], Toshiya Sanami[2], Naruhiro Matsufuji[3], Yusuke Koba[3], Yosuke Iwamoto[4], Yusuke Uozumi[1]

[1]Kyushu Univ., [2]High Energy Accelerator Research Organization, [3]National Institute of Radiological Sciences, [4]Japan Atomic Energy Agency

核内カスケード模型による (p,αx)反応二重微分断面積の計算

Calculation of (p,αx) reaction with Intra nuclear cascade model.

*福田　雄基[1]，魚住　裕介[1]
[1]九州大学

Intra nuclear cascade model に pickup 過程と knockout 過程を導入することで, 28.8MeV から 200 MeV 陽子入射下での α 粒子生成反応二重微分断面積の実験値を幅広い標的核(A=27-209)で再現できるようになった.

キーワード：INC モデル シミュレーションコード　陽子入射 α粒子放出　pickup 過程　knockout 過程

1. 緒言

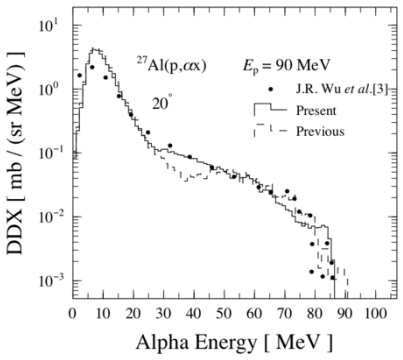
数十から数百 MeV 陽子入射による荷電粒子生成反応は, Intra nuclear cascade (以下 INC)モデルと一般化蒸発模型[1]の 2 段階モデルで記述される. (p,αx)反応二重微分断面積は, pickup 過程を INC に取り入れて説明できるようになったが[2], 入射エネルギーおよび標的核について一般化することは困難となっていた. 一方, (p,dx)反応では pickup 過程, knockout 過程の励起準位を, Breit-Wigner 型の分布関数と粒子空孔状態密度関数の組み合わせによって計算することで一般化に成功している[3]. α粒子生成反応に対しても両過程の励起準位を重陽子生成反応と同様に取り入れることで一般化を図った.

2. 計算方法

28.8 MeV から 200 MeV (p,αx)反応に対して数種類の標的(A=27-209)について, INC に pickup 過程, knockout 過程を組み込み計算した. 両過程は始状態における相互作用によって確率的に発生すると仮定し, その際, 残留核に与える励起エネルギーは, Breit-Wigner 型の分布関数と粒子空孔状態密度関数を組み合わせることによって計算した. 両過程の強度パラメータについては, 実験値に合うように設定し, pickup 過程に対してはこれらを系統的なエネルギー依存の関数として与えた. 図に, 90 MeV での ^{27}Al (p,αx)反応の結果を示す. 破線が従来の INC コード, 実線が本研究での INC コードでの計算結果である. 本研究における計算コードでも実験値を再現できている.

3. 結論

INC に pickup 過程, knockout 過程の励起準位を関数の組み合わせで導入することによって 28.8 MeV から 200 MeV (p,αx)反応二重微分断面積が, 幅広い標的(A=27-209)で実験値を再現できるようになった.



参考文献

[1] S. Furihata, Nucl. Instr. and Meth. B 171 (2000) 251.
[2] Y. Uozumi *et al.*, EPJ Web Conf. 122 (2016) 04001.
[3] Y. Uozumi *et al.*, Phys. Rev. C 97 (2018) 034630.
[4] J. R. Wu *et al.*, Phys. Rev. C 19 (1979) 698.

*Yuki Fukuda[1], Yusuke Uozumi[1]
[1]Kyushu Univ.

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

Thu. Sep 12, 2019 4:05 PM - 5:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 7:05 AM - 8:30 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[2M15-19] Medical Radioisotope

Chair:Shin-ichiro Meigo(JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2M15] Feasibility study on a medical radioisotope Mo-99/Tc-99m production using He beam

(3)Measurements of neutron prodaction yields and excitation functions

*Masayuki Hagiwara[1], Hiroshi Yashima[2], Toshiya Sanami[1], Shunsuke Yonai[3] (1. High Energy Accelerator Research Organization (KEK), 2. Kyoto university, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2M16] Cross section measurement of the deuteron-induced reaction on ^{89}Y to produce ^{89}Zr

*Michiya Sakaguchi[1], Masayuki Aikawa[1], Moemi Saito[1], Naoyuki Ukon[2], Yukiko Komori[3], Hiromitsu Haba[3] (1. Hokkaido Univ., 2. Fukushima Medical Univ., 3. RIKEN)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2M17] Production cross sections of dysprosium radioisotopes in deuteron-induced reactions on natural terbium up to 24 MeV

*Ichinkhorloo Dagvadorj[1], Masayuki Aikawa[1], Zolvadral Tsoodol[1], Yukiko Komori[2], Hiromitsu Haba[2] (1. Hokkaido Univ., 2. RIKEN)

4:50 PM - 5:05 PM JST | 7:50 AM - 8:05 AM UTC

[2M18] Excitation function measurement to produce ^{166}Ho by alpha-induced reactions on natural dysprosium

*Tomohiro Murata[1], Masayuki Aikawa[1], Michiya Sakaguchi[1], Hiromitsu Haba[2], Yukiko Komori[2], Sandor Takacs[3], Ferenc Ditroi[3], Szucs Zoltan[3] (1. Hokkaido Univ., 2. RIKEN, 3. ATOMKI)

5:05 PM - 5:20 PM JST | 8:05 AM - 8:20 AM UTC

[2M19] Cross section measurements of charged particle induced reactions to produce medical RI ^{169}Yb

*Moemi Saito[1], Masayuki Aikawa[1], Michiya Sakaguchi[1], Naoyuki Ukon[2], Yukiko Komori[3], Hiromitsu Haba[3], Sandor Takacs[4] (1. Hokkaido Univ., 2. Fukushima Medical Univ., 3. RIKEN, 4. ATOMKI)

5:20 PM - 5:30 PM JST | 8:20 AM - 8:30 AM UTC

Time reserved for Chair

He ビームを用いた医療用Mo-99/Tc-99m の製造技術の基礎研究

（3）Zr 標的に対する中性子生成と励起関数の測定

Feasibility study on a medical radioisotope Mo-99/Tc-99m production using He beam

1. Measurements of neutron prodaction yields and excitation functions

*萩原 雅之[1]，八島 浩[2]，佐波 俊哉[1]，米内 俊祐[3]

[1] KEK/総研大，[2] 京都大学原子炉実験所，[3] 量子科学技術研究開発機構

原子炉の老朽化や核不拡散上の問題等のため世界的な供給不足が危惧されている放射性医薬品（テクネチウム製剤）の原料となるモリブデン 99（^{99}Mo）の長期的な安定供給のために、高濃縮ウランや原子炉に依存しない小型加速器を利用した新たな ^{99}Mo 製造技術開発にかかる基礎検討を行っている。本発表では、ヘリウムビームを ^{nat}Zr 標的に照射する際に、生成する中性子と残留放射能の生成量について報告する。

キーワード：誘導放射能、医療用放射性同位元素 (Medical Radioisotopes)

1. 緒言

国内で最も多く利用されている放射性医薬品（テクネチウム：^{99m}Tc 製剤）の原料となるモリブデン 99（^{99}Mo）については、現在その供給量のほぼ 100%を輸入に依存しており、製造元の原子炉の老朽化や空輸でのトラブルによる供給不足が深刻な問題となっている。^{99}Mo の国内自給自足を想定すると、既存の原子炉を用いて、高濃縮ウランの核分裂反応や ^{98}Mo の熱中性子吸収反応を利用する手法が供給量や技術的成立性の観点で最も有望と考えられるが、多大の費用と時間、社会的理解が不可欠である原子炉の新規制基準対応や、核不拡散上の懸念から、原子炉に依存しない加速器を用いた新たな ^{99}Mo 製造技術の確立が期待されている。

本研究では、5 MeV/u 程度の低エネルギーヘリウムビームを用いて ^{96}Zr(α,n)^{99}Mo 反応により ^{99}Mo を製造する手法を検討している。この手法では反応しきい値付近のエネルギーを利用するため、他の手法に比べて副産物 RI が少なく高い比放射能を有する ^{99}Mo が製造できる可能性がある。

2. 実験と結果

照射実験は放射線医学総合研究所サイクロトロン施設 C6 コースで行った。^{nat}Zr 箔をスタック状に重ねて厚い照射試料を作成し、核子当り 6 MeV 程度のヘリウムイオンを照射した。照射ターゲットをスタック状に分割することで、それぞれの試料からは、入射エネルギーの異なったヘリウムイオンにより生成された放射能のデータが得られる。2 インチ径、2 インチ長 NE213 有機液体シンチレータを複数の角度点に設置して、アンフォールディング法によって中性子のエネルギースペクトルを導出した。図 1 に波形弁別用 2 次元プロットを示すが、中性子とγ線が明瞭に分離できていることが分かる。得られた中性子スペクトルについては当日発表する。

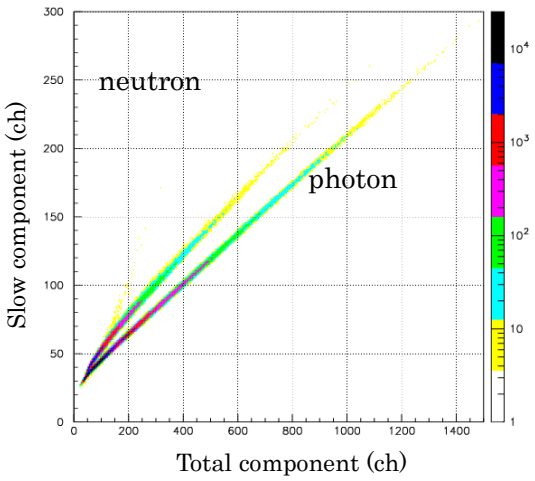


図 1. 波形弁別の例

本研究は科研費(17K10381)の助成を受けたものである。

* Masayuki Hagiwara[1], Hiroshi Yashima[2], Toshiya Sanami[1], Shunsuke Yonai[3]

[1] KEK/SOKENDAI, [2] Kyoto Univ., [3]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

^{89}Zr 生成を目的とした ^{89}Y 箔への重陽子照射における生成断面積の測定

Cross section measurement of the deuteron-induced reaction on ^{89}Y to produce ^{89}Zr

*坂口 理哉[1]，合川 正幸[1]，齋藤 萌美[1]，右近 直之[2]，小森 有希子[3]，羽場 宏光[3]
[1]北海道大学，[2]福島県立医科大学，[3]理化学研究所

^{89}Zrは陽電子放出核であり、画像診断技術であるPETへの応用が期待されている。この放射性核種の生成ルートは多岐にわたるが、その中でも我々は^{89}Yへの重陽子照射反応による^{89}Zr生成に着目した研究を行った。本発表では、理化学研究所で行った実験により得られた結果に関する報告を行う。

キーワード：ジルコニウム-89，PET，重陽子入射反応

1. 緒言

^{89}Zr は陽電子放出核でありその半減期の長さや化学的性質などから、免疫 PET と呼ばれる新たな PET 技術に用いられる放射性核種の有力な候補として世界的にも大きな注目を集めている。^{89}Zr の生成ルートは多岐に渡るが、関連する先行研究の少なさやデータ不足から最良の生成手法の決定を行うのは未だに困難な状況にあり、更なる実験や研究が求められている。我々はその数ある生成ルートの中でも、副生成物による影響を考慮して単核種元素である ^{89}Y 箔を標的とした重陽子照射による ^{89}Zr 生成に着目して実験・研究を行った。

2. 実験

本実験は理化学研究所 AVF サイクロトロンを用いて行った。^{89}Y 箔と ^{nat}Ti 箔から構成した積層箔に 23.6 MeV の重陽子を 1 時間照射し、放射化させた。その後、各箔に対して HPGe 検出器を用いたガンマ線スペクトロメトリーを行い、生成核種の断面積を測定した。

3. 結果・考察

我々の実験により得られた ^{89}Y(d,2n)^{89}Zr 反応の励起関数と先行研究及び TENDL2017 との比較を図 1 に示す。本実験で得られた励起関数は、直近の 3 つの先行研究と同様の振る舞いを見せた。また本研究を含めたほとんどの実験データが、10～20 MeV の領域で TENDL2017 よりも小さい断面積の値をとることがわかった。

参考文献

[1] O. Lebeda et al., Nucl. Instrum. Methods B **360**, 118 (2015).

[2] M. S. Uddin et al., Radiochim. Acta **95**, 187 (2007).

[3] H. I. West et al., UCRL-ID-115738 (1993) 1.

[4] D. Digering et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. Lett. **127**,7 (1988).

[5] H. H. Bissem et al., Phys. Rev. C **22** (4), 1468 (1980).

[6] A. M. La Gamma, S. J. Nassif, Radiochim. Acta **19**, 161 (1973).

[7] N. Baron, B. L. Cohen, Phys. Rev. **129**, 2636 (1963).

[8] A. J. Koning et al., Nucl. Data Sheets, **113**, 2841 (2012).

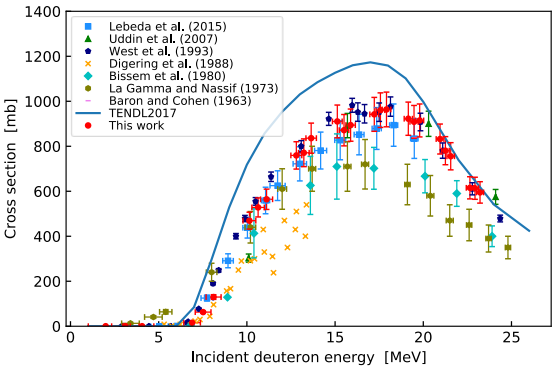


図 1 本研究で得られた ^{89}Y(d,2n)^{89}Zr 反応の励起関数と先行研究[1-7] 及び TENDL2017[8]との比較

*Michiya Sakaguchi[1], Masayuki Aikawa[1], Moemi Saito[1], Naoyuki Ukon[2], Yukiko Komori[3] and Hiromitsu Haba[3]
[1]Hokkaido Univ., [2]Fukushima Medical Univ., [3]RIKEN

Production cross sections of dysprosium radioisotopes in deuteron-induced reactions on natural terbium up to 24 MeV

*Ichinkhorloo Dagvadorj[1], Masayuki Aikawa[1,2], Tsoodol Zolbadral[2],
Yukiko Komori[3] and Hiromitsu Haba[3]
[1]Faculty of Science, Hokkaido University, Sapporo 060-0810, Japan
[2]Graduate School of Biomedical Science and Engineering, Hokkaido University, Sapporo 060-8638, Japan
[3]Nishina Center for Accelerator-Based Science, RIKEN, Wako 351-0198, Japan

Activation cross sections of deuteron-induced reactions on natural terbium up to 24 MeV were measured. In this paper, the production cross sections of ^{157,159}Dy were determined and compared with the experimental data studied earlier and the TENDL-2017 data.

Keywords: Dysprosium radioisotopes, Deuteron irradiation, Terbium target, Excitation function, Cross section

1. Introduction

The radioisotopes ^{157}Dy ($T_{1/2}$ = 8.14 h) and ^{159}Dy ($T_{1/2}$ = 144.4 d) can be used in the nuclear medicine [1,2]. The production of the dysprosium radionuclides is worthy to study. They can be produced by charged-particle-induced reactions on the mono isotopic element ^{159}Tb. We focused on deuteron-induced reactions on ^{159}Tb.

2. Experimental

In this experiment, a 24-MeV deuteron beam accelerated at the RIKEN AVF cyclotron was used. The stacked foil technique, the activation method and the high resolution γ-ray spectrometry were used to determine activation cross sections of the ^{159}Tb(d,x)^{157,159}Dy reactions.

3. Result

Production cross sections of ^{159}Dy were determined as shown in Fig. 1 in comparison with the experimental data published earlier [3,4] and the TENDL-2017 data [5]. Our experimental data have a peak at around 14 MeV, which are the same as other experimental data while the amplitudes are largely different. The TENDL-2017 data slightly deviate from ours.

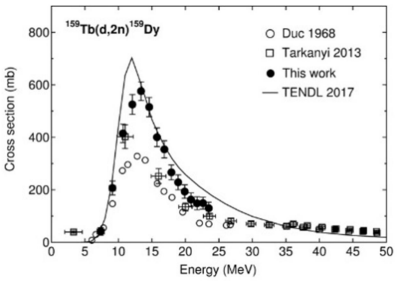


Fig. 1. Excitation function of the ^{159}Tb(d,2n)^{159}Dy reaction

4. Conclusion

We performed an experiment to obtain cross sections of the ^{159}Tb(d,x)^{157,159}Dy reactions, which can contribute to find the best route to produce the medical radioisotopes. The cross sections could be determined and found to be different from the previous experimental data.

References

[1] G. Subramanian et al., J. Nucl. Med. 12 (1971) 558-561.
[2] D.V. Rao and G.F. Govelitz, Med. Phys. 4 (1977) 109-114.
[3] M.D. Tran et al., C. R. Acad. Sci. Ser. B 266 (1968) 100-102.
[4] F. Tarkanyi et al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. Sect. B 316 (2013) 183-191.
[5] A.J. Koning et al., Nucl. Data Sheets 155 (2019) 1-55.

Dy 標的へのアルファ粒子照射による ^{166}Ho の励起関数測定

Excitation function measurement to produce ^{166}Ho by alpha-induced reactions on natural dysprosium

*村田 朋大[1], 合川 正幸[1], 坂口 理哉[1], 羽場 宏光[2], 小森 有希子[2], タカチ サンドール[3], フェレンチ ディトロイ[3], ズーチ ゾルタン[3]

[1]北海道大学, [2]理化学研究所, [3]ハンガリー原子核研究所

本研究では理化学研究所の AVF サイクロトロンを用いて 50MeV のアルファ粒子を Dy 箔に照射し、積層箔法及び放射化法を用いて ^{nat}Dy(α,x)^{166}Ho 反応の励起関数を測定した。得られた励起関数のデータを TENDL-2017 と比較した結果、最大で 5 倍程度大きな断面積が得られることがわかった。

キーワード：ホルミウム 166、ジスプロシウム、アルファ粒子、励起関数、断面積

1. 緒言

Ho-166 は肝臓がんの治療に用いられる放射線閉塞療法において有用な放射性核種として研究が進められている[1]。^{166}Ho の生成のためには原子炉を用いて中性子を ^{165}Ho に照射する方法が利用されているが、荷電粒子反応を利用した生成を検討するための励起関数の実験データは存在していない。そこで、我々は Dy へのアルファ粒子照射による ^{166}Ho の生成を調べるため、理化学研究所の AVF サイクロトロンを用いて ^{nat}Dy(α,x)^{166}Ho 反応の励起関数を測定した。

2. 実験

励起関数の測定は積層箔法および放射化法を用いて行った。厚さ 25 μm の Dy 箔とモニター反応を確認するための 5 μm の Ti 箔を用意し、積層箔の標的を構成した。エネルギーの減衰計算は SRIM code[2]を用いた。実験は埼玉県和光市にある理化学研究所で行い、構成した積層箔標的に AVF サイクロトロンを用いて 50.6±0.1 MeV に加速したアルファ粒子を 1 時間照射した。ビーム強度はファラデーカップにより測定し、その強度は 103.6 pnA であった。

3. 結果・考察

本実験で得られた ^{nat}Dy(a,x)^{166}Ho 反応の励起関数を図 1 に示す。TENDL-2017[3]の結果と比較すると最大で 5 倍程度大きな断面積を取ることが分かる。しかし、断面積は最大でも 5 mb 程度であり、これは同時に生成される Ho の他の放射性同位体の断面積と比較しても 10 倍以上小さいことが分かった。このことはこの反応による ^{166}Ho の生成が実用的には困難であることを示している。一方で、核データの観点からは ^{nat}Dy(α,x)反応の励起関数のデータはほとんど存在しないため、今後は同時に生成される他の核種の励起関数についても解析を進める予定である。

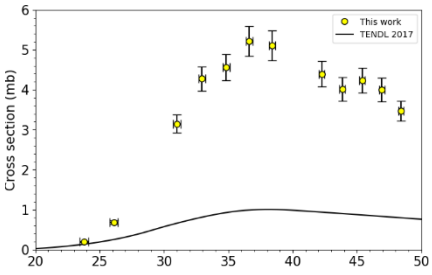


図 1 ^{nat}Dy(α,x)^{166}Ho 反応の励起関数測定結果

参考文献

[1] M.T.M. Reinders, M.L.J. Smits, C. van Roekel, A.J.A.T. Braat, Semin. Nucl. Med. 49 (2019) 237–243.

[2] J. F. Ziegler, M.D. Ziegler, and J.P. Biersack. Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. B, 268(11-12):1818–1823

[3] A.J. Koning, D. Rochman, Nucl. Data Sheets. 113 (2012) 2841–2934.

*Tomohiro Murata[1], Masayuki Aikawa[1], Michiya Sakaguchi[1], Hiromitsu Haba[2], Yukiko Komori[2], Sandor Takacs[3], Ditroi Firenc[3], and Szucs Zoltan[3]

[1]Hokkaido Univ., [2]RIKEN, [3]ATOMKI

荷電粒子入射反応における医療用放射性核種 ^{169}Yb 生成断面積測定実験

Cross section measurements of charged particle induced reactions to produce medical RI ^{169}Yb

*齋藤 萌美[1]，合川 正幸[1]，坂口 理哉[1]，右近 直之[2]，小森 有希子[3]，羽場 宏光[3]，
タカッチ サンドール[4]
[1]北海道大学，[2]福島県立医科大学，[3]理化学研究所，[4]ハンガリー原子核研究所

^{169}Yb は、医療用放射性核種の一つである。その生成手法決定のため、荷電粒子入射反応による生成断面積の測定実験を系統的に行ってきた。実験は理化学研究所 AVF サイクロトロンを使用し、放射化法、積層箔法およびガンマ線スペクトロメトリーを用いた。本発表では、これまでの実験結果について比較検討を行なう。

キーワード：医療用放射性核種，イッテルビウム-169，生成断面積

1. 緒言

^{169}Yb は、小線源治療に用いられている ^{125}I や ^{192}Ir の代替核種として期待されている医療用放射性核種である[1]。その生成手法決定のために重要なデータである荷電粒子入射反応による生成断面積の測定実験を系統的に行ってきた。本発表では、これまで行なってきた ^{169}Tm へのアルファ粒子及び重粒子入射反応 [2]、^{nat}Er へのアルファ粒子入射実験の結果について比較検討を行なう。

2. 実験

全ての実験において、理化学研究所 AVF サイクロトロンを使用し、確立された手法である放射化法、積層箔法を用いた。ビーム照射後のそれぞれの箔にゲルマニウム検出器を用いたガンマ線スペクトロメトリーを行うことで、生成断面積を算出した。

3. 結果・考察

実験で得られた生成断面積は先行研究と比較し、近年実施された実験とは比較的良く一致することを確認した。この生成断面積を用いてそれぞれの収量を計算した。得られた収量の結果を図 1 に示す。

この結果から、これまで行ってきた 3 種類の反応の中では ^{169}Tm への重陽子入射反応が低いエネルギーで最も多くの ^{169}Yb を得ることができることがわかった。

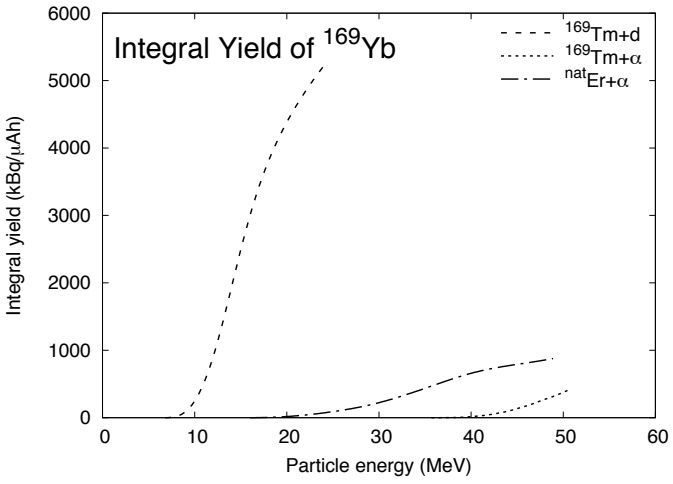


図 1　^{169}Yb 生成核反応における収量の比較

参考文献

[1] K. L. Leonard et al., Brachytherapy, **10** (2011) 163.

[2] M. Saito et al., Appl. Radiat. Isot., **125** (2017) 23.

*Moemi Saito[1], Masayuki Aikawa[1], Michiya Sakaguchi[1], Naoyuki Ukon[2], Yukiko Komori[3], Hiromitsu Haba[3] and Sándor Takács[4]
[1]Hokkaido Univ., [2]Fukushima Medical Univ., [3]RIKEN, [4]ATOMKI

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

Thu. Sep 12, 2019 9:45 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 12:45 AM - 1:50 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[2N01-04] Gamma-ray Camera 1

Chair:Tadahiro Kin(Kyushu Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2N01] Development and characterization of a shape variable type gamma camera

*Keita Yamagishi[1], Eiji Takada[1], Yuki Sato[2], Tatuo Torii[2], Kazuhiro Urakaze[1] (1. NIT Toyama College, 2. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2N02] Development of variable-focal Pb collimator for high-energy gamma ray camera

*Akira Taniike[1], Taiju Suga[1], Masaki Nishiura[2], Masashi Kisaki[2], Yuichi Furuyama[1] (1. Kobe Univ., 2. NIFS)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2N03] Development of Radioactive source identification by 4π Compton gamma imaging
(1)Study of method for location and activity determination of hidden radioactive sources

*Atsushi Mukai[1], Kotaro Kanamori[1], Hideki Tomita[1], Fumihiko Ishida[2], Eiji Takada[2], Yusuke Tamura[3], Kenji Shimazoe[3], Kei Kamada[4], Kenichi Tsuchiya[5], Jun Kawarabayashi[6] (1. Graduate School of Engineering, Nagoya University, 2. Toyama College, National Institute of Technology, 3. School of Engineering, The University of Tokyo, 4. New Industry Creation Hatchery Center, Tohoku University, 5. National Research Institute of Police Science, 6. Graduate School of Integrative Science and Engineering, Tokyo City University)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2N04] Development of Radioactive source identification by 4π Compton gamma imaging
(2)Visualization of location and intensity of a hidden radioactive source by synthesis of 3D-reconstructed Compton and visible light camera images

*Fumihiko Ishida[1], Hidetake Ebi[1], Eiji Takada[1], Keita Yamagishi[1], Atsushi Mukai[2], Kotaro Kanamori[2], Hideki Tomita[2], Yusuke Tamura[3], Kenji Shimazoe[3], Shintaro Hara[2] (1. NIT Toyama College, 2. Nagoya Univ., 3. Tokyo Univ.)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

形状可変型γカメラの開発と特性評価

Development and characterization of a shape variable type gamma camera

*山岸 恵大[1], 高田 英治[1], 佐藤 優樹[2], 鳥居 建男[2], 浦風 和裕[1]

[1]富山高専, [2]日本原子力研究開発機構

福島第一原発周辺の狭隘な空間への適用を目指し、自己形状を変えることができるコンプトンカメラを設計・製作した。密封γ線源を用いて特性評価を行い、線源からのγ線入射方向を再構成できることを確認した。また、屋外の面的に広がる線源の分布状況を可視化することを目指し、検討を行った。

キーワード：放射線計測, コンプトンカメラ, γ線, 形状可変, egs5

1. 緒言

福島第一原発の廃炉作業を円滑に進めるにあたり、線源の分布を評価する必要がある。しかし、瓦礫等が散在する狭隘な空間の存在により、コンプトンカメラを挿入して測定可能な区域が限定されている。本研究では、狭隘な廃炉現場に存在する放射性物質分布のイメージングを行うことを念頭に、自己形状を変えられるコンプトンカメラを開発し、特性評価を行った。

2. 開発システム

装置は狭い領域を通してカメラを挿入するため、傘のような構造を有している。検出器は Ce: GAGG シンチレータ(1cm^3 の立方体)と Si-PM からなり、散乱体 32 個、吸収体 32 個の計 64 個が配置されている。狭い箇所を通過するときは傘を閉じ、通過後は傘を開いてコンプトンカメラを構築し、測定する(Fig.1)。

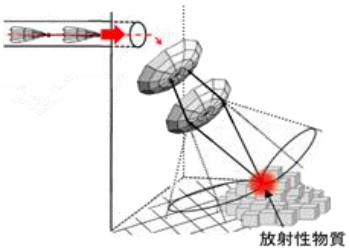


Fig.1 システムのイメージ

3. 計算・実験結果

放射線シミュレーションコード egs5 によって装置を模擬し、特性評価を行った結果、検出効率、角度分解能が傘角度 θ に依存していることが分かった(Fig.2)。次に、密封線源(^{137}Cs)を対象とした測定を行い、シミュレーション結果と比較した。実験、計算ともに、線源方向を変化させると、実際の線源位置に該当する方向に線源分布が明瞭に再構成され、分解能も同程度であった(Fig.3)。複数の線源(^{137}Cs、^{60}Co)を配置した場合もそれぞれの線源エネルギーに合わせたエネルギーウィンドウを設定することで、線源分布を再構成できた。

屋外で最大 2.5μSv/h の汚染がある場所で測定を行ったところ、有効イベントが少ないため統計精度が悪く、正確な分布情報を得ることができなかった。今後は、低線量率条件での使用のために、装置パラメータ、測定条件を再検討する。また、高線量率空間に適用するため、現行装置を小型化したシステムを開発する。

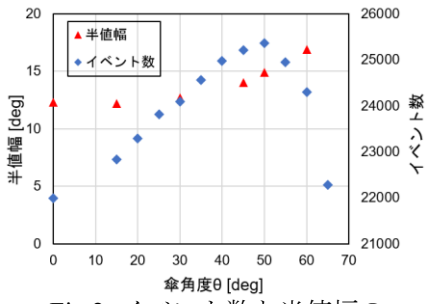


Fig.2 イベント数と半値幅の傘角度依存性

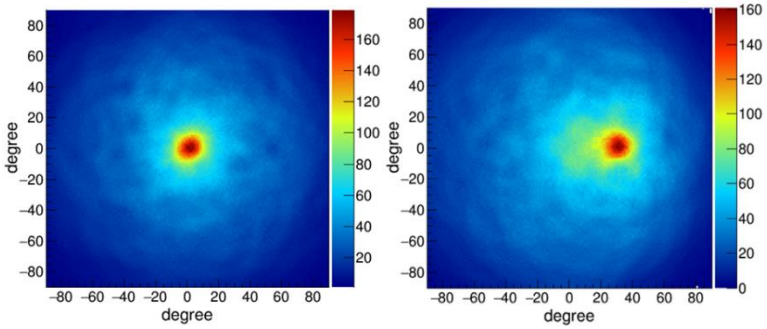


Fig.3 実験データの再構成結果

(左：線源方向 0° 右：線源方向：30°)

*Keita Yamagishi[1], Eiji Takada[1], Yuki Sato[2], Tatsuo Torii[2], Kazuhiro Urakaze[1]

[1] Nat. Inst. of Tech., Toyama College., [2]JAEA.

高エネルギーガンマ線カメラのための可変焦点鉛コリメータの開発

Development of variable-focal Pb collimator for high-energy gamma ray camera

*谷池　晃[1]，菅　大樹[1]，西浦　正樹[2]，木崎　雅志[2]，古山 雄一[1]

[1]神戸大学，[2]核融合研

核融合プラズマから発生したガンマ線計測のためのカメラに関する研究開発を行っている．我々は，可変鉛コリメータシステムが，可変焦点鉛コリメータとして動作するのかどうかを PHITS シミュレーションと，タンデム加速器を用いた実験で検証した．

キーワード：ガンマ線計測，コリメータ，タンデム加速器

1. はじめに

核融合プラズマから損失した反応生成粒子と壁との衝突によって発生するガンマ線計測のためのカメラに関する研究開発を行っている．ガンマ線計測において，そのエネルギー，発生起源，およびガンマ線発生場所に関する情報を得ることは重要である．本研究は，ガンマ線計測システムにおいて，複数のコリメータ板を用いた可変焦点装置の開発を目的としている．複数枚の板に内径の異なる穴を焦点が結ばれるように開け，板の間隔を変えることで焦点距離が変化することを利用し，可変焦点システムを構成する．穴がストレート体系の場合には，観測対象の大きさには制限がある．そこで，穴を放射状に配置することで様々な大きさの観測対象物におけるガンマ線発生位置の三次元計測を行うことが最終目標である．

2. 可変焦点コリメータとシミュレーション計算

可変焦点コリメータは，厚さ10 mmの鉛板20枚にϕ3.0からϕ6.8まで0.2 mmステップで穴が開いた体系を考えた．鉛板の間隔を変えることで焦点距離が変えることができる．この体系でPHITSシミュレーションコードを用いてガンマ線輸送シミュレーションを行った．ガンマ線源はエネルギー6.1 MeVの点線源とし，コリメータ位置，鉛板の間隔，およびガンマ線源位置に対するHPGe検出器の吸収線量を計算させた．計算結果の一例をFig. 1に示す．コリメータが線源に近い場合には立体角が大きくなるので，吸収線量は大きくなるが，10 cmの位置において最もシャープな分布になっていることがわかる．

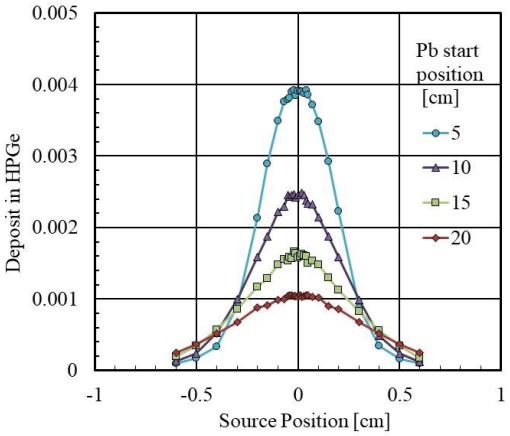


Fig. 1. Simulation results.

3. 実験方法

Fig. 2に示すように，コリメータ板を並べ，タンデム加速器で発生させたガンマ線を観測する実験を行う．実験では，厚さ10 mmの鉛板10枚にϕ3.0からϕ4.8まで0.2 mmステップで穴を開けた．幅10 mmのテフロンターゲットを2.8 MeVの陽子ビームで照射し，F(p,γ)反応で生成した6 MeV程度のガンマ線を高純度ゲルマニウム検出器(HPGe)検出器で測定する．コリメータ及びHPGeをビームに対して垂直方向に移動することで，シミュレーション計算に対応させることとした．

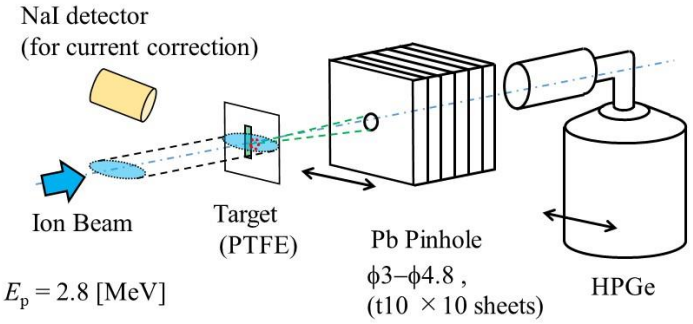


Fig. 2. Experimental setup.

4. 結果及び考察

タンデム加速器を用いて発生させたガンマ線を観測した先駆的な実験結果は，ガンマ線発生場所と発生していない場所の区別がつけられることが分かった．コリメータの位置及び鉛板の間隔の変化に対する実験結果及びシミュレーション計算結果の詳細は講演で述べる．

*Akira Taniike[1], Taiju Suga[1], Masaki Nishiura[2], Masashi Kisaki[2], Yuichi Furuyama1[1]

[1]Kobe Univ., [2]National Institute for Fusion Science

全方向コンプトンイメージングに基づく放射線源可視化・定量法の開発
(1) 隠匿された線源の可視化・定量に関する基礎検討

Development of Radioactive source identification by 4π Compton gamma imaging
(1) Study of method for location and activity determination of hidden radioactive sources

*向 篤志[1], 金森 滉太朗[1], 富田 英生[1], 海老 秀虎[2], 山岸 恵大[2], 石田 文彦[2], 高田 英治[2],
田村 雄介[3], 島添 健次[3], 原 真太朗[1], 井口 哲夫[1], 鎌田 圭[4], 土屋 兼一[5], 河原林 順[6]
[1]名古屋大学大学院工学研究科, [2]富山高等専門学校, [3]東京大学大学院工学系研究科,
[4]東北大学未来科学技術共同研究センター, [5]科学警察研究所, [6]東京都市大学

放射性物質を用いたテロや放射性物質の紛失・盗難時の対策における隠匿された放射線源の特定手法として、全方向コンプトンカメラによるガンマ線源の位置および線源強度の推定手法の開発を行っている。壁の裏に隠匿された ^{137}Cs 線源の位置・強度の定量についての基礎実験をもとに、本手法の適用性を検討した。

キーワード：コンプトンイメージング、線源推定

1. はじめに　放射性物質を用いたテロや放射性物質の盗難、紛失への対策のため、ガンマ線源の探知手法の開発が求められている。被ばく線量の低減等の観点から、線源探知は迅速かつ遠隔からの測定ができることが望ましい。そこで、全方向コンプトンカメラを用いた放射線源の可視化・定量法の開発に取り組んでいる。今回は、壁の裏側や箱の内部などに存在する隠匿された線源の可視化・定量に関する基礎検討を行った。

2. 隠匿されたガンマ線源の位置・強度推定に関する基礎実験

全方向コンプトンイメージングでは、位置敏感型の検出器に入射したガンマ線がコンプトン散乱の後に光電吸収を起こした事象に着目する。検出器内の相互作用位置から散乱光子の飛来方向を、付与エネルギーから散乱角を計算することで得られるコンプトンコーンを、検出器を中心とする球面に逆投影することでコーンの重なりからガンマ線入射方向を推定する[1]。再構成画像の強度は線源強度と幾何効率（立体角）に依存するため、空間内で検出器を移動させ、複数の位置でガンマ線入射方向分布を取得することで、線源の三次元位置と強度を特定することができる。壁に囲われた空間に存在する ^{137}Cs 放射線源の線源位置、強度の定量について、Fig. 1 に示すような体系で実験を行い、検討した。検出器位置を①～④まで移動し、各位置でガンマ線入射方向分布を取得した。これらを用いて３次元ボクセル空間内に再構成された線源位置と強度の結果を Fig. 2 に示す。隠匿された線源に対しても、線源の位置と強度を推定できることが示された。

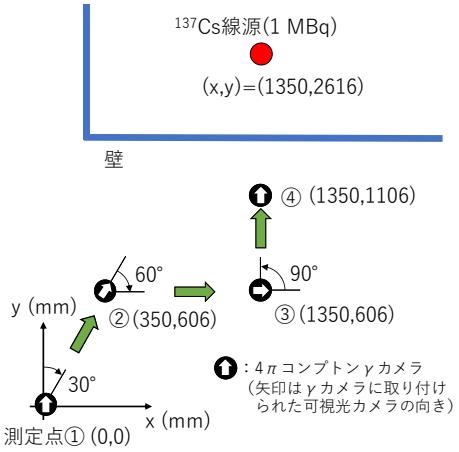


Fig. 1　実験体系

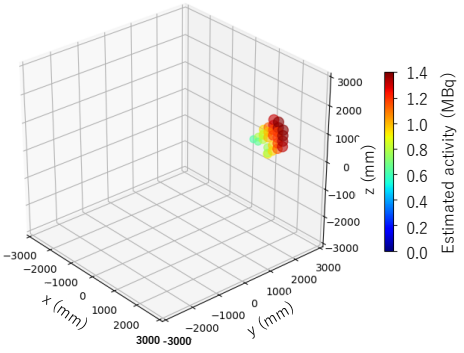


Fig. 2　線源位置・強度の推定結果

参考文献　[1] K. Uema *et al.*, JPS Conf. Proc. **24**, 011016 (2019).

謝辞　本研究の一部は JSPS 科研費 19H00881 の助成を受けたものです。

*Atsushi Mukai[1], Kotaro Kanamori[1], Hideki Tomita[1], Hidetake Ebi[2], Keita Yamagishi[2], Fumihiko Ishida[2], Eiji Takada[2], Yusuke Tamura[3], Kenji Shimazoe[3], Shintaro Hara[1], Tetsuo Iguchi[1], Kei Kamada[4], Kenichi Tsuchiya[5], Jun Kawarabayashi[6]
[1]Graduate School of Engineering, Nagoya University, [2]Toyama College, National Institute of Technology, [3]School of Engineering, The University of Tokyo, [4]New Industry Creation Hatchery Center, Tohoku University, [5]National Research Institute of Police Science, [6]Graduate School of Integrative Science and Engineering, Tokyo City University

全方向コンプトンイメージングに基づく放射線源可視化・定量法の開発 （2）3 次元再構成されたコンプトンイメージと可視光カメラ映像との合成による隠匿された放射線源の可視化

Development of Radioactive source identification by 4π Compton gamma imaging
(2) Visualization of location and intensity of a hidden radioactive source by synthesis of 3D-reconstructed Compton and visible light camera images

*石田 文彦[1], 海老 秀虎[1], 高田 英治[1], 山岸 恵大[1], 向 篤志[2], 金森 滉太朗[2], 富田 英生[2], 田村 雄介[3], 島添 健次[3], 原 真太朗[2], 井口 哲夫[2], 鎌田 圭[4], 土屋 兼一[5], 河原林 順[6]
[1]富山高等専門学校, [2]名古屋大学, [3]東京大学, [4]東北大学, [5]科学警察研究所, [6]東京都市大学

効率的な放射性物質の探知に向け，全方向に感度を持つコンプトンカメラによって得られる 3 次元再構成イメージと，併設された可視光カメラによる映像を合成するシステムを開発した．線源が壁等に囲われた場合でも，隠匿された物質の位置や強度を推定し，探知を支援できることを確認した．

キーワード：全方向コンプトンカメラ，映像合成，拡張現実

1. はじめに

核セキュリティ向上や原発廃止処理作業の効率化のため，放射線源の位置，強度推定可能なコンプトンカメラシステム[1]が開発されている．本研究では，効率的な探知の支援に向け，画像化した線源情報を可視光画像に合成するシステムを開発した．壁に囲われた線源を用いた探知実験を行い，可視光映像内に推定された線源強度分布を合成し，隠匿された線源の位置，強度の推定を支援できるかどうかを検討した．

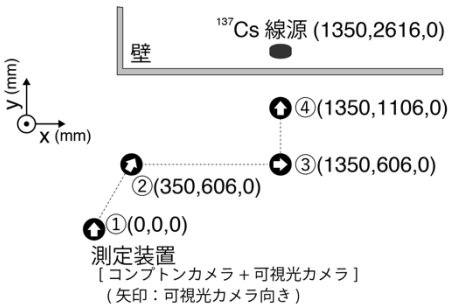


Fig.1 実験体系

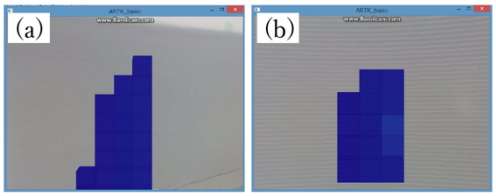


Fig.2 推定線源強度分布の合成画像

2. 隠匿されたガンマ線源に対する探知実験

3 次元マルチピクセル型 CdTe 検出器で構成されるコンプトンカメラに可視光カメラを併設した測定装置を用い，Fig. 1 の地点①から④で壁に囲われた ^{137}Cs 線源（線源強度 1MBq）からのγ線を測定した．各地点での測定結果を 3 次元ボクセル空間上で重ね合わせることで，3 次元再構成コンプトンイメージを求めた[2]．再構成されたコンプトンイメージの 3 次元情報を保持し，かつ，3 次元ボクセル空間での測定装置の座標位置，方向情報を利用することで，推定 3 次元線源強度分布を可視光映像内に合成した．

測定装置から見た推定線源強度分布を可視光カメラ映像に合成した例を Fig. 2 に示す．地点②では，地点①での測定結果との重ね合わせにより線源方向を示す推定線源分布が得られた．合成画像（Fig. 2a）では壁方向への線源分布が確認でき，線源の存在方向を示す手がかりが得られた．地点④では地点①から④までの測定結果により線源位置，強度が推定され，合成画像では壁方向へ局在している線源分布が確認できた（Fig. 2b）．また，地点④で測定装置から特定距離での推定線源分布をカメラ映像内に合成した．距離を変え表示させることで，測定装置から推定された線源までの距離を容易に把握できることが確認できた．

謝辞 本研究の一部は，JSPS 科研費 19H00881 の助成を受けて実施された．

参考文献

[1] K. Uema et al., JPS Conf. Proc. 24, 011016 (2019)
[2] 向ら，日本原子力学会 2019 年秋の学会 (2019)

*Fumihiko Ishida[1], Hidetake Ebi[1], Eiji Takada[1], Keita Yamagishi[1], Atsushi Mukai[2], Kotaro Kanamori[2], Hideki Tomita[2], Yusuke Tamura[3], Kenji Shimazoe[3], Shintaro Hara[2], Tetsuo Iguchi[2], Kei Kamada[4], Kenichi Tsuchiya[5], and Jun Kawarabayashi[6]
[1]NIT, Toyama College, [2]Nagoya Univ., [3]Univ. of Tokyo, [4]Tohoku Univ. [5]NRIPS, [6]Tokyo City Univ.

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

Thu. Sep 12, 2019 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[2N05-08] Nuclear Reactor/Nuclear Material

Chair:mariko segawa(JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[2N05] Fundamental Study on Residual Radioactivity Measurement of PCB-Containing Ballasts

*Taiki Yoshii[1], Hirotaka Sakai[1], Satoru Kawasaki[1] (1. Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authoriy(S/NRA/R))

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[2N06] Development of nuclear fuel material evaluation method using integral dosimeter

Basic data acquisition of babble detector

*Kenichi Terashima[1], Masaaki kaburagi[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1], Manabu Fujita[2], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA, 2. JPC)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[2N07] Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (3)

(1)Project overview and progress

*Yosuke Toh[1], Harufumi Tsuchiya[1], Akira Ohzu[1], Kazuyoshi Furutaka[1], Fumito Kitatani[1], Masao Komeda[1], Makoto Maeda[1], Mitsuo Koizumi[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[2N08] Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (3)

(2)Experimental study on determination of fissile mass in stimulated highly radioactive nuclear materials in Differential Die-away Analysis system

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], Yosuke Toh[1] (1. JAEA)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

PCB 使用安定器内の残留放射能の測定に関する基礎的検討

Fundamental Study on Residual Radioactivity Measurement of PCB-Containing Ballasts

*吉居　大樹[1]，酒井　宏隆[1]，川﨑　智[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

原子力発電所内の管理区域から発生する廃棄物として、PCB（Polychlorinated Biphenyl）使用安定器が挙げられている。PCB 使用安定器は金属製のケースの中に鉄心及び PCB 溶液を含んだコンデンサが入っており、複雑な構造をしている。このような複雑な構造の対象物内に存在する放射能を非破壊測定する場合を想定し、PCB 使用安定器を放射線測定する場合を模擬した測定試験及び PHITS による解析を行った結果について報告する。

キーワード：PCB 使用安定器、γ 線測定、PHITS

1. 緒言

PCB 使用安定器は照明用の安定器として使用されてきたが、昭和 47 年以降、PCB に由来する毒性の観点から製造中止となり、平成 13 年の PCB 特別措置法が公布された後は随時処理・処分されている[1]。我が国の原子力発電所においても、管理区域内にて PCB 使用安定器が使用されたことから、当該安定器の放射能濃度を保守的に把握することは、適切な PCB 使用安定器の処理・処分の観点から重要である。このような背景から、PCB 使用安定器に放射性物質が分布した場合の放射能を非破壊測定する場合を想定し、保守的な放射能濃度評価の妥当性を確認することを目的として基礎的な検討を行った。

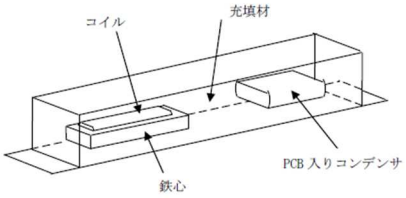


図 1 PCB 使用安定器の構造概略
（文献[2]より引用）

2. PHITS による解析

文献[2]によれば、PCB 使用安定器は図 1 に示すとおり PCB 溶液を含んだコンデンサ、鉄心及び充填材から構成されている。このような複数の材料を含んだ対象物を非破壊測定し、放射能濃度を保守的に評価する場合、解析計算による事前検討が重要である。そこで、PHITS（バージョン 3.02）[3]を用いて、PCB 使用安定器を単純な形状にモデル化するとともに、任意の位置にチェックソース（10 kBq の Co-60）を設置した状態で Ge 半導体検出器（以下「Ge」という。）により測定する場合を模擬し、検出器の応答を求めた。チェックソースの位置は、Ge からの距離及び Ge との間に存在する物質による遮蔽の影響を考慮して設定した。図 2 に本解析における PCB 使用安定器のモデルを示す。また、図 3 に PHITS における測定体系を示す。

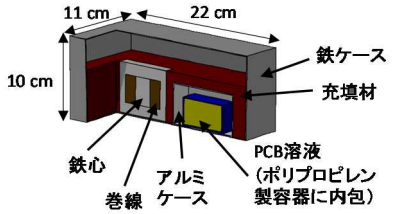


図 2　PCB 使用安定器のモデル

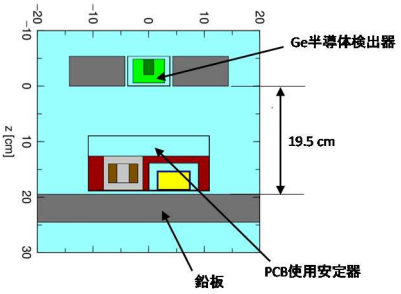


図 3　PCB 使用安定器の計算体系

3. 結論

解析計算より、モデル化した PCB 使用安定器の任意の位置にチェックソースを設置した場合の Ge による応答（cps/Bq）を得た。その結果は 1.17 MeV の γ 線に対して 5.24×10^{-5}～2.23×10^{-3}、1.33MeV の γ 線に対して 4.40×10^{-5}～1.96×10^{-3} であった。さらに、PCB 使用安定器を金属ケース等で模擬した試験体にチェックソースを設置し、解析計算で設定した条件と同じ条件で実際に測定を行い、解析計算の有効性を確認した。今後は実際の PCB 使用安定器をより詳細に模擬した解析計算を行い、PCB 使用安定器の放射能濃度を不確かさの影響も考慮しつつ保守的に評価するための留意点を整理する予定である。

参考文献

[1] 環境省、経済産業省、「ポリ塩化ビフェニル(PCB)使用製品及び PCB 廃棄物の期限内処理に向けて」、平成 16 年 10 月
[2] 環境事業団ポリ塩化ビフェニル廃棄物処理事業検討委員会 技術部会、「PCB 使用安定器の処理について」、平成 14 年 9 月
[3] Tatsuhiko Sato, Yosuke Iwamoto, Shintaro Hashimoto, Tatsuhiko Ogawa, Takuya Furuta, Shin-ichiro Abe, Takeshi Kai, Pi-En Tsai, Norihiro Matsuda, Hiroshi Iwase, Nobuhiro Shigyo, Lembit Sihver and Koji Niita Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018)

*Taiki YOSHII[1], Hirotaka SAKAI[1] and Satoru KAWASAKI[1]

[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

積算線量計を用いた燃料デブリの核燃料物質評価のための技術開発
バブル線量計の基礎データ取得

Development of nuclear fuel material evaluation method using integral dosimeter
Basic data acquisition of babble detector

*寺島　顕一[1]，冠城　雅晃[1]，坂本　雅洋[1]，松村　太伊知[1]，藤田　学[2]，奥村　啓介[1]
[1]原子力機構，[2]JPC

バブル線量計(BD)は、高ガンマ線場での使用が可能な中性子用積算線量計であり、福島第一原子力発電所(1F)におけるデブリ検知や容器の非破壊測定への適用が期待できる。そこで BD の適用性評価を目的とし、中性子照射試験を行って基礎データを取得した。

キーワード：福島第一原子力発電所、燃料デブリ、中性子積算線量計、バブル線量計、非破壊測定

1. 緒言　原子力機構では、現在 1F における燃料デブリの検知、核燃料物質量評価、デブリ・廃棄物仕分け等を目的とし、数 Gy/h～数千 Gy/h の高ガンマ線場で僅かなデブリ特有の信号を捉える検出手法の技術開発を行っている。その候補技術の 1 つとして、中性子積算線量計である BD に着目した。BD はガンマ線に不感、外部電源不要、目視確認が可能、中性子フルエンス率に応じた照射時間調整、などの特長を持っており[1]、核燃料物質由来の中性子を検出することで 1F における燃料デブリ検知や核物質量評価、デブリ・廃棄物仕分けなどへ適用できると期待される。そこで、BD の 1F 現場への適用性評価を目的とし、原子力科学研究所の放射線標準施設(FRS)において中性子照射試験を行った。

2. 実験　今回使用した BD は Bubble Technology Industries 社製の高速中性子用 BD (BD-PND)と熱中性子用 BD (BDT)である。図 1 は実際に使用した BD の写真である。中性子照射は、FRS の ^{252}Cf を線源として行った。

図 2 には 3 本の BD-PND に高速中性子を照射した結果を示す。3 本同時に 1 時間の照射を行い、線源からの距離を 80 cm、100 cm、160 cm とすることでフルエンスを変化させた。図 2 に示した結果から 3 点に直線性があることが分かる。同図から、仮に 100 n/cm^2/s 程度の高速中性子場であれば、およそ 30 分で有意な中性子を検出できる見込みがある。また、BDT に対する熱中性子の照射も行った。^{252}Cf 中性子源を内蔵した黒鉛パイルの表面から 40 cm の位置に BDT を 1 本ずつ設置し、照射時間を変更することでフルエンスを変化させた。こちらも BD-PND と同様に直線性があることが確認できた。一方でフルエンスがゼロであればバブル数もゼロになることは自明であるため、広いレンジで見れば直線性を保たないことが予想される。この他、単色中性子を用いた照射試験もおこなっており、より詳細なデータの蓄積を進めている。

3. 結論　今後の圧力容器内を含む内部調査、デブリ取り出し、デブリ・廃棄物仕分けなど、条件が大きく異なる 1F 現場への BD の適用性評価に必要な中性子照射試験データを取得した。



図 1 使用した BDT

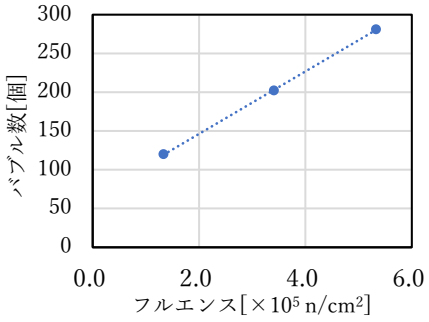


図 2 高速中性子の照射結果

参考文献

[1] 小泉勝三 “気泡検出器—開発の歴史，原理，特性とその応用—” 保険物理, 27, pp.157-166, (1992).

*Kenichi Terashima[1], Masaaki Kaburagi[1], Masahiro Sakamoto[1], Taichi Matsumura[1], Manabu Fujita[2], Keisuke Okumura[1]
[1]JAEA, [2]JPC

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発（3）
（1）プロジェクトの概要と進捗状況

Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (3)
(1) Project overview and progress

*藤 暢輔，土屋 晴文，大図 章，古高 和禎，北谷 文人，米田 政夫，前田 亮，小泉光生
原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野における核燃料物質測定技術の向上に資するため、アクティブ中性子法による非破壊測定装置の開発を実施している。本講演では、高線量核燃料物質のための非破壊測定技術開発プロジェクトの概要及び進捗状況について報告する。

キーワード：アクティブ中性子法、核不拡散・核セキュリティ、非破壊測定、核燃料物質

1. 緒言

原子力機構では欧州委員会 - 共同研究センター(EC-JRC)との共同研究を実施しており、従来の非破壊測定(NDA)では対応できない高線量核燃料物質に適用できる NDA を開発している[1]。本研究開発では、アクティブ中性子法（ダイアウェイ時間差分析法:DDA、中性子共鳴透過分析法:NRTA、即発ガンマ線分析法:PGA、遅発ガンマ線分析法:DGA）を高度化し、さらにそれらを組み合わせて、それぞれの特長を生かすことによって高線量核燃料物質のための NDA の確立を目指している。H27 年度からフェーズ I として低線量核燃料測定のための研究開発を実施しており、H30 年度からはフェーズ II として高線量核燃料測定のための研究開発を実施している[2]。

2. アクティブ中性子非破壊測定技術の開発

H27 年度から H29 年度までのフェーズ I で得られた知見をもとに、H30 年度からシミュレーションを用いて DDA と PGA 部の設計研究を行い、低バックグラウンド化した DDA 用の検出器バンク、中性子ダメージを大幅に軽減する PGA 用の高性能中性子遮蔽等の開発を実施した。R1 年度は DDA と PGA 部を製作してコールド試験を実施するとともに、NRTA 部の設計を行い、主に中性子コリメータや NRTA 用検出器の開発を行う。また、R2 年度には NRTA 部を製作することで原子力機構燃料サイクル安全工学研究施設に新しい Active-N 装置を完成させ、R3 年度からの実証試験に向けた準備を整える予定である(図 1)。

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

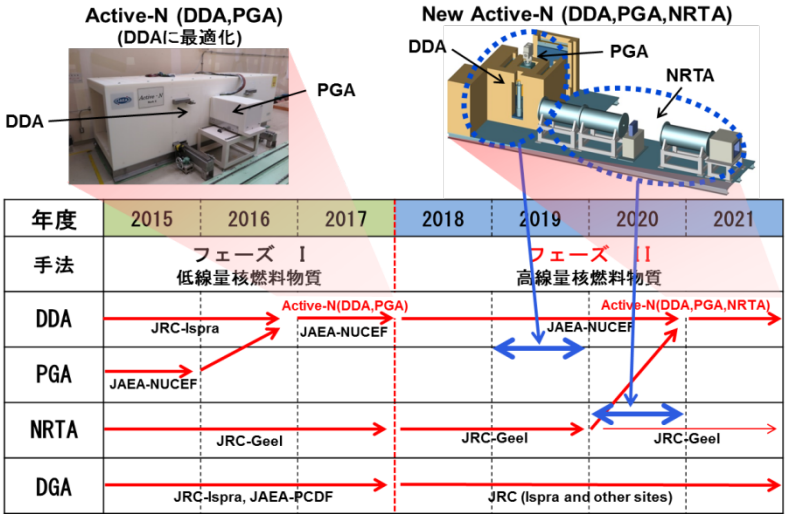


図 1　研究開発スケジュール

参考文献

[1] M. Kureta et al., Proc. 37th ESARDA Symposium, Manchester, UK, 111-120, (2015)

[2] Y. Toh et al., Proc. INMM 59th Annual Meeting Baltimore, Maryland, USA 1-6, (2018)

---

*Yosuke Toh, Harufumi Tsuchiya, Akira Ohzu, Kazuyoshi Furutaka, Fumito Kitatani, Masao Komeda, Makoto Maeda, Mitsuo Koizumi, Japan Atomic Energy Agency

核不拡散・核セキュリティ用アクティブ中性子 NDA 装置の開発（3）
（2）DDA システムによる模擬高線量核物質測定試験

Development of active neutron NDA system for nuclear non-proliferation and nuclear security (3)
(2)Experimental study on determination of fissile mass in stimulated highly radioactive nuclear materials in Differential Die-away Analysis system

*大図 章[1]，前田 亮[1]，米田 政夫[1]，藤 暢輔[1]
[1]原子力機構

核不拡散・核セキュリティ分野での核燃料物質の非破壊測定技術の向上を目的として、アクティブ中性子法による非破壊測定装置の開発を実施している。今回、非破壊装置の一部であるダイアウェイ時間差分析システムにおいて実施した模擬高線量場での核燃料物質の測定試験結果について報告する。

キーワード：アクティブ中性子法、NDA、DDA、核不拡散、核セキュリティ、高線量核燃料物質

1. 緒言

原子力機構では、核不拡散・核セキュリティに資する使用済み核燃料及び核変換用 MA-Pu 燃料等の高線量核物質の測定法を確立するため、アクティブ中性子法による非破壊測定（NDA）技術を開発している[1]。その NDA 技術の一つであるダイアウェイ時間差分析(DDA)は、外部より中性子を照射して核燃料物質の核分裂反応を発生させ、その反応で放出される中性子を測定して核燃料物質量を定量する方法である。このため、使用済み核燃料等の高線量核物質を測定する際には、核燃料物質以外の Cm 等からの自発核分裂中性子の影響を受ける。本研究では Cm 等からの妨害中性子（バックグランド）を模擬するために ^{252}Cf 線源を用い、DDA 装置内での妨害中性子の強度を変化させて DDA 測定への影響を調査した。

2. 試験装置及び試験方法

図 1 に DDA 試験装置の概略を示す。サンプル測定室の側面に中性子発生管、その反対側に中性子検出器バンクを配置し、その間に厚さ 6cm の円筒形のポリエチレン製モデレータで囲んだ測定サンプル容器（バイアル瓶）を設置した。この容器に ^{239}Pu サンプル（約 20 mg）を封入し、^{252}Cf 線源（表示付認証機器）の配置を変えることで検出器バンクに検出される妨害中性子の強度を変化させながら ^{239}Pu からの誘発核分裂中性子の測定を行った。

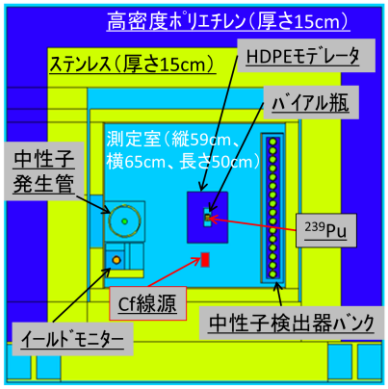


図 1 DDA 測定システム試験概略図

3. 試験結果

高線量核燃料サンプルとして、Pu(約 20mg)が含まれる再処理の使用済燃料溶解槽溶液（約 5.3cc）を想定して試験を行った。その結果、図 2 に示すように Cf 線源からの妨害中性子強度が増加するにつれてバックグランドレベルは上昇したが、溶解槽溶液に含まれる Cm の自発核分裂中性子強度（約 58MBq）の 10 倍までは、DDA 測定に影響がないことを確認した。

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献 [1]大図他、原子力学会 2018 秋 1AL16

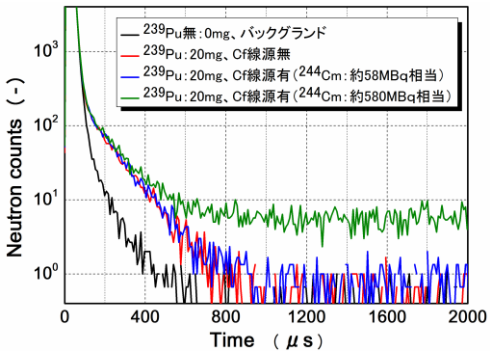


図 2 中性子時間スペクトルの変化

*Akira Ohzu[1], Makoto Maeda[1], Masao Komeda[1], , and Yosuke Toh[1] [1]JAEA

General Meeting

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[2N_GM] 「放射線工学部会」第51回全体会議

[2N_GM] General Meeting

General Meeting

[2N_GM] 「放射線工学部会」第51回全体会議

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room N (Common Education Bildg. 3F A32)

[2N_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Radiation Science and Technology

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[2N_PL] Current Trends and Future Prospects on Unfolding Techniques in Radiation Science and Technology

Chair:Hiroyuki Takahashi(Univ. of Tokyo)

[2N_PL01] Unfolding techniques in radiation measurements - past, present, future?

*Tetsuo Iguchi[1] (1. Nagoya Univ)

[2N_PL02] Unfolding techniques based on high precision response function and their applications

*Tetsushi Azuma[1] (1. Mitsubishi Electric.)

[2N_PL03] Unfolding methods of radioactivity distribution using environmental information

*Tatsuo Torii[1] (1. JAEA)

2019年秋の大会

放射線工学部会セッション
放射線工学におけるアンフォールディング研究の現状と将来展望
Current Trends and Future Prospects on Unfolding Techniques
in Radiation Science and Technology

(1) 放射線計測におけるアンフォールディング手法の過去・現在・未来？

(1) Unfolding techniques in radiation measurements - past, present, future?

*井口　哲夫
名古屋大学

放射線計測における情報復元問題は、いわゆる結果を観測して原因を推定する「逆問題」の範疇にあり、スペクトルアンフォールディングに限ると、次のような積分変換（*Fredholm* 第 1 種積分方程式）の近似的な逆変換問題として定式化できる。

$$C(E) = \int R(E,E')\,\varphi(E')dE' \qquad (1-1)$$

ここで、$C(E)$：測定スペクトル、$R(E,E')$：応答関数、$\phi(E')$：放射線のエネルギースペクトルである。一方、実際の測定スペクトルデータ（例えばマルチチャンネルアナライザーの波高分布や放射化箔の反応率など）から放射線のエネルギースペクトルを推定するとき、式(1－1)を差分化して、以下のような多元連立 1 次方程式を解くことになる。

$$\sum_{J=1}^{N} R_{ij}\varphi_j \approx c_i \qquad i = 1,2,\cdots,M \qquad (1-2)$$

式(1－1)に対応して、R_{ij}：応答関数、c_i：測定データ、M：測定データの離散化のビン数、N：放射線エネルギースペクトルのエネルギー群数である。この逆問題では、あらゆるデータに対して、解の①存在性、②一意性、③安定性の 3 つをすべて満たしているとき「適切」、ひとつでも損なわれていれば「不適切」と呼ばれ、逆問題解析の研究課題は、いかにしてこの「不適切性」を克服して妥当な解を得るかにあると言ってよい。

放射線計測で用いられるスペクトルアンフォールディングには、これまで多種多様な手法が開発されてきたが、大別して決定論的手法と確率統計論的手法に分けることができる。決定論的手法には、優決定問題($M>N$)でよく使われる最小二乗法や劣決定問題($M<N$)に適用できる一般化逆行列法などの定式的に単純明解な直接解法と、ある条件下で実測データと推定値の残差を最小とする解を探索するような最適化手法があり、この中には、現在の機械学習の前世代に当たるニューラルネットワーク法や遺伝的アルゴリズムなども含まれる。この決定論的手法の欠点は、一般に安定的な解を得られにくいことと解の不確定性の推定が困難なことにある。一方、確率統計論的手法は、数学的な推定ロジックが明解であることに加え、解とともにその不確定性も推定できることから、放射線計測のスペクトルアンフォールディングにおける王道となっている。現在のところ、ベイズ推定と情報理論の最大エントロピー原理に基づく多数の計算コードが開発され、実用に供されている。ベイズ推定では、推定スペクトル候補の事前確率分布の中から実測データを満たす条件付き確率密度分布との掛け合わせで得られる事後確率分布を最大化することで解を決定するのに対し、最大エントロピー原理では、解スペクトルを確率分布とみなし、(1-2)の拘束条件の下で、曖昧さの指標である情報エントロピーを最大とする、即ち最も曖昧さの度合いの大きな確率分布を解とするものであるが、適用する問題によっては、推定解に大きく影響する事前確率分布の与え方に本質的な制約がある。

本講演では、雑駁ながら、これら過去から現在まで放射線計測で用いられてきたアンフォールディング手法の原理と特徴をレビューするとともに、計算機能力の格段の向上に伴って期待される次世代アンフォールディング手法？の可能性にも言及したい。

*Tetsuo Iguchi
Nagoya Univ.

2019年秋の大会

放射線工学部会　企画セッション

放射線工学におけるアンフォールディング研究の現状と将来展望

Current Trends and Future Prospects on Unfolding Techniques in Radiation Science and Technology

（2）精密な応答関数を用いたアンフォールディングの高度化とその応用

(2) Advancement of unfolding methods using high precision response function and their applications

*東 哲史

[1] 三菱電機

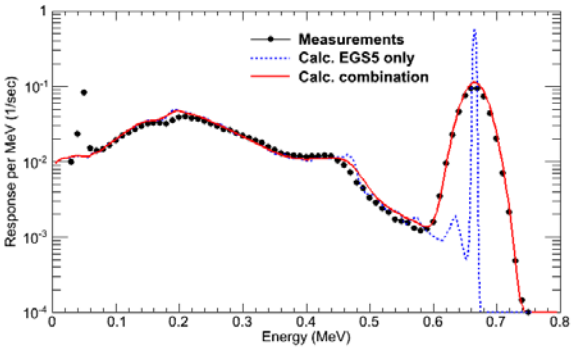
1. 緒言

これまで放射線計測におけるアンフォールディングは、主にボナーボールや放射化箔法等による中性子のエネルギースペクトルを導出する手法とされていた。その他、一部の環境計測の分野において、シンチレーション検出器等のエネルギー分解能に乏しい測定結果より、線量率に起因する天然核種の弁別手法として扱われていた。しかしながら、近年、目覚ましい発展を遂げる計算機技術・データ処理技術によって、取得できるデータ数やシミュレーション精度が格段に向上したことで、特定の制約条件においては、検出素子の物理特性を超えることも可能であり、様々な放射線計測分野への展開が期待されている。

2. 精密な応答関数の作成とアンフォールディングへの適用例

アンフォールディングに用いる応答関数は、得られるエネルギースペクトルの分解能や信号強度に影響するため、検出器特性の再現性が重要となる。我々は、検出器への付与エネルギー計算に加え、シンチレーション光の発光や伝搬、統計ゆらぎ等、信号の出力過程を組込むことで精密な応答関数（図 1）を再現した[1]。当社においては、エネルギースペクトルの改善に特化したアンフォールディング技術を確立することで、NaIシンチレータによる数核種の放射能分析（図 2）において、高純度ゲルマニウム半導体検出器と同等の性能を確認している[2][3][4]。

本講演では、アンフォールディングの応用として当社モニタへの適用事例を紹介する。



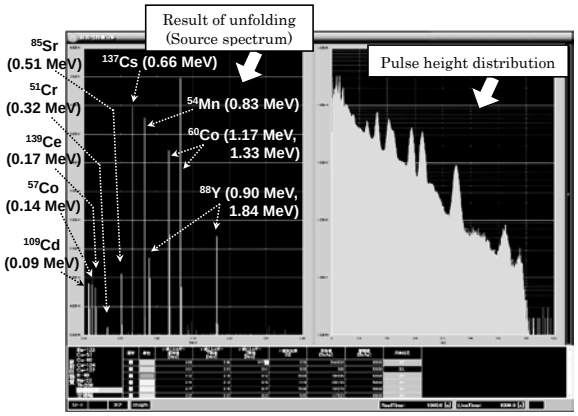


図 1 ^{137}Cs 実測と作成した応答関数　図 2 アンフォールディング例（右：適用前、左：適用後）

Reference

[1] M. Hayashi, *et. al.*, KEK proceedings 2013-9, 90-99, (2013).

[2] M. Hayashi, *et. al.*, KEK proceedings 2014-7, 352-360, (2014).

[3] H. Nishizawa, *et. al.*, Jpn. J. Health Phys., 49 (1), 45-47, (2014).

[4] T. Azuma, *et. al.*, KEK proceedings 2015-4, 15-22, (2015).

*Tetsushi Azuma[1]

[1] Mitsubishi Electric Corporation

2019年秋の大会

放射線工学部会企画セッション

放射線工学におけるアンフォールディング研究の現状と将来展望
Current Trends and Future Prospects on Unfolding Techniques in Radiation Science and Technology

(3) 環境情報を用いた線源分布アンフォールディング技術

Unfolding methods of radioactivity distribution using environmental information

*鳥居建男[1]

[1]原子力機構 廃炉国際共同研究センター

1. 緒言

2011年3月に発生した東日本大震災に伴い発生した福島第一原子力発電所の事故後、放射性物質の汚染分布、すなわち放射線源の空間分布を直感的に把握できる放射線源の可視化への要求が高まり、ガンマカメラと呼ばれる放射線のイメージング装置の投入と開発が進められてきた。線源分布の測定といっても、原子炉建屋内の高線量率エリアから環境中の比較的低線量率エリアのホットスポットの検出までそのダイナミックレンジは大きく、対象となる計測エリアの大きさ、３次元的な幾何形状、線源分布も様々である。

2. 線源分布の測定解析技術

現在利用されているガンマ線イメージャーにはピンホールカメラ型とコンプトンカメラ型に大別されるが、ピンホールカメラはコンプトンカメラと比較して線源分布の可視化は比較的容易である。しかし、ピンホール以外は重量物の遮蔽に囲まれているため、その重量は数 10 kg 以上となる。このため、可搬性を持たせて様々な箇所を迅速、簡便に測定することは困難である。また、重量が重いためにドローンはもとより小型ロボットに搭載して現場に導入することは困難である。一方、コンプトンカメラは、散乱体と吸収体の 2 層のセンサーデータを用いて放射線の入射方向を解析的に求める手法であり、これまで宇宙物理や医療分野で研究や利用が進められてきた。原理的に遮蔽が要らず、小型軽量化が可能であること、視野角が広いなどの特長を有することから、福島第一原発事故により汚染した環境中の測定でも利用が試みられてきた。

コンプトンカメラは、コンプトンコーンと呼ばれる円錐を逆投影しその重なりから線源分布を面的に求めることから、γ線が飛来する奥行き方向の線源位置を特定することが困難である。そこで、３次元的な線源分布の広がりを把握するために、①多点計測により異なる視野角からの線源分布画像を逆解析して求めたり（図 1）、②光学画像等の他の計測技術により求めた環境情報と組み合わせて線源分布を推定する手法（図 2）が試みられている[1~3]。これらの技術の現状と課題について報告する。また、森林による遮蔽効果を含めて線源分布を最尤推定期待値最大化(ML-EM)法を用いた取り組みについても述べる[4]。

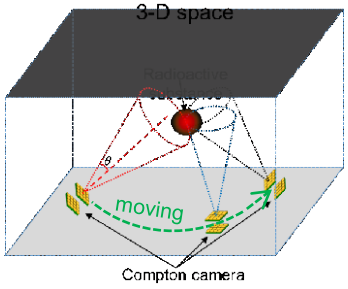


図 1 多点計測による線源位置の解析

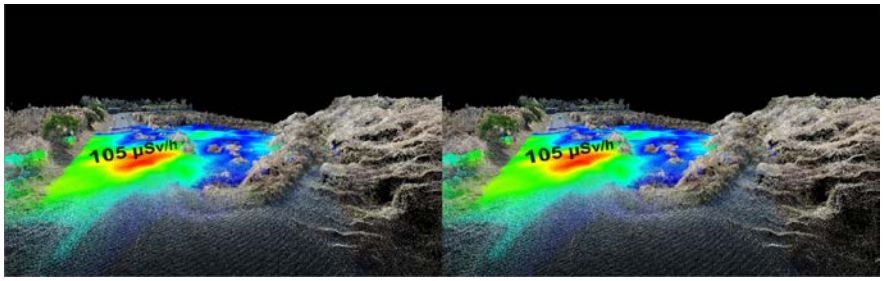


図 2 環境中での線源分布の３次元ステレオ画像[2]

参考文献

1) Vetter, K., et al., NIM A878 (2018) 159-168: 2) Sato, Y., et al., J Inst. 13 (2018) P03001:
3) 吉原有理、博士論文（東大）(2019): 4) Sasaki, M., et al., RPD (2019) ncz095.

*Tatsuo Torii[1]

[1] Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science (CLADS), Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

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

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 3:35 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[2N09-11] Gamma-ray Camera 2

Chair:Hideki Tomita(Nagoya Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2N09] Evaluation and development of directional gamma-ray detectors using TlBr semiconductors

*Mitsuhiro Nogami[1], Keitaro Nogami Hitomi[1], Tatsuo Torii[2], Sato Yuki[2], Yoshihiko Tanimura[2], Kuniaki Kawabata[2], Kenichi Watanabe[3], Toshiyuki Onodera[4], Keizo Ishii[1], Hiroyuki Takahashi[5] (1. Tohoku University, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Nagoya University, 4. Tohoku Institute of Technology, 5. The University of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2N10] Multiple nuclide imaging with a Compton-PET hybrid camera

*Mizuki Uenomachi[1], Wei Seng Foong[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Miwako Takahashi[2], Kei Kamada[3], Tadashi Orita[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. NIRS, 3. Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2N11] Study on High Sensitivity Multi-layer Compton Camera for Clearance Applications in Decommissioning

*Agus Nur Rachman[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. The University of Tokyo)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

TlBr 半導体を用いた指向性ガンマ線検出器の開発と評価

Evaluation and development of directional gamma-ray detectors using TlBr semiconductors

*野上光博[1]，人見啓太朗[1]，鳥居建男[2]，佐藤優樹[2]，谷村嘉彦[2]，川端邦明[2]，古田禄大[2]
宇佐美博士[2]，渡辺賢一[3]，小野寺敏幸[4]，石井慶造[1]，島添健次[5]， 高橋浩之[5]
[1]東北大学，[2]日本原子力開発研究機構，[3]名古屋大学，[4]東北工業大学，[5]東京大学

我々のグループでは、高線量場でのガンマ線イメージングを目指して臭化タリウム(TlBr)半導体を用いた指向性ガンマ線検出器の開発に取り組んでいる。本研究では、鉛遮蔽体と極小体積を有する 2 つの TlBr 検出器を用いた指向性ガンマ線検出器を製作した。製作した指向性ガンマ線検出器を ^{137}Cs のチェッキングソースを用いて評価を行なったところ、検出器が高い指向性を有することが分かった。

キーワード：放射線計測、臭化タリウム(TlBr)、高放射線場、極小放射線検出器
ガンマ線スペクトロメーター

1. はじめに

臭化タリウム(TlBr)は高原子番号元素(Tl: 81, Br: 35)から構成される化合物半導体であり、かつ高密度(7.56 g/cm^3)であるため、光電吸収効率が高い。極小体積 TlBr 検出器は高線量場においてもスペクトル計測が可能であることが報告されている（2019 年春の年会 2F20)。本研究では、鉛遮蔽体と極小体積を有する 2 つの TlBr 検出器を用いた指向性ガンマ線検出器を開発し、その評価を行なった。

2. 指向性ガンマ線検出器の製作

TlBr 検出器を純化した TlBr 結晶を用いて製作した。製作した TlBr 検出器は陰極に平板型電極(3.5 mm × 3.5 mm)、陽極にピクセル電極(0.5 mm × 0.5 mm)とガード電極をそれぞれ有する。鉛遮蔽体の寸法は 1 mm × 5 mm × 20 mm である。製作した指向性ガンマ線検出器を Fig.1 に示す。

3. 指向性ガンマ線検出器の実験と評価

製作した指向性ガンマ線検出器を ^{137}Cs のチェッキングソースを用いて評価した。チェッキングソースの位置を変えながら、検出器の指向性を評価した。実験体系を Fig.2 に示す。

Fig.3 に示すグラフは指向性ガンマ線検出器から得られた各入射角度における TlBr 検出器 1、2 のピークカウント数の比である。Fig3 から分かるように指向性ガンマ線検出器は高い指向性を示すことが分かった。実験と検出器評価の詳細については会場にて説明を行なう。

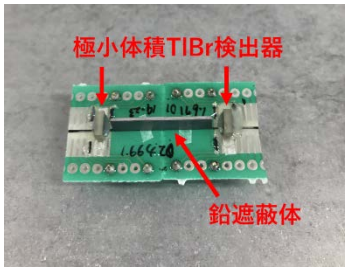


Fig.1 製作した指向性ガンマ線検出器

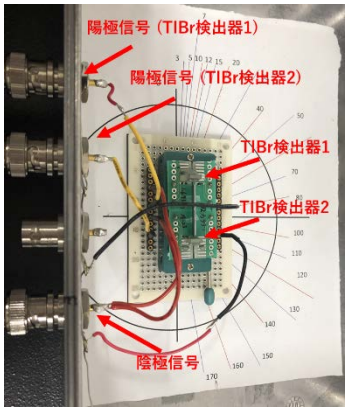


Fig.2 指向性評価実験の体系

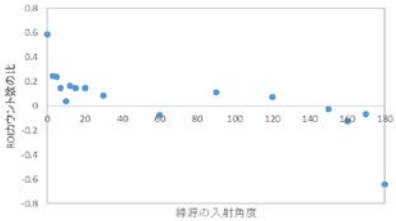


Fig.3 各線源入射角度における TlBr 検出器 1、2 のピークカウント数の比

*Mitsuhiro Nogami[1], Keitaro Hitomi[1], Tatsuo Torii[2], Yuki Sato[2], Yoshihiko Tanimura[2], Kuniaki Kawabata[2], Yoshihiro Furuta[2]
Hiroshi Usami[2], Kenichi Watanabe[3], Toshiyuki Onodera[4], Keizo Ishii[1], Kenji Shimazoe[5] and Hiroyuki Takahashi[5]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]Nagoya Univ., [4]Tohoku Inst. Tech., [5]The Univ. of Tokyo

Compton-PET ハイブリッドカメラを用いた多核種イメージング

Multiple nuclide imaging with a Compton-PET hybrid camera

*上ノ町 水紀[1], Foong Wei Seng[1], 島添 健次[1], 高橋 浩之[1], 高橋美和子[2], 鎌田圭[3], 織田忠[1]

[1]東京大学, [2]放医研, [3]東北大学

Simultaneous PET and SPECT imaging can provide a more accurate diagnosis and reduce a burden on the patient, but it is difficult to integrate PET and SPECT system. Therefore, we have developed a GAGG-SiPM Compton-PET hybrid camera. In this study, we demonstrated simultaneous imaging of ^{111}In (SPECT tracer) and ^{18}F-FDG (PET tracer).

キーワード：SPECT, PET, コンプトンイメージング, 多核種イメージング

1. 緒言

Positron emission tomography (PET) や single photon emission computed tomography (SPECT)といった核医学法は、これまで病気の診断や治療に用いられてきた。PET は悪性腫瘍の診断や早期発見に用いられる一方、SPECT は分子レベルでの診断に有効な方法である。PET と SPECT 核種の同時撮像は患者の負担の軽減や精度の高い診断を可能にすることができるが、その手法の違いなどからこれらの同時撮像は現状困難である。本研究では SPECT 核種と PET 核種の同時撮像を目的とした Compton-PET ハイブリッドカメラ[1]を用いて SPECT 核種である ^{111}In と PET 核種である ^{18}F-FDG の同時撮像の検証を行った。

2. 方法

本研究で用いる Compton-PET ハイブリッドカメラは 2 対のコンプトンカメラで構成される。それぞれのコンプトンカメラはピクセルサイズ 2.5 mm×2.5 mm の 8×8 アレイ GAGG シンチレータとピクセルサイズ 3.2 mm×3.2 mm の 8×8 アレイ SiPM を組み合わせた散乱体と吸収体からなる。散乱体の厚さは 1.5 mm、吸収体の厚さは 9 mm である。このコンプトンカメラを対向方向に設置し、SPECT 核種である ^{111}In と PET 核種である ^{18}F-FDG の同時撮像を行った。^{111}In はコンプトンイメージング、^{18}F-FDG は PET イメージングでイメージングを行った。

3. 結果

図 1 にマイクロチューブを用いた ^{111}In (0.986 MBq)と ^{18}F-FDG (0.588 MBq)の同時撮像結果を示す。図 1(a)は ^{111}In の 245 keV のガンマ線を用いたコンプトンイメージング、(b)は ^{18}F-FDG の PET イメージングである。^{111}In, ^{18}F-FDG がそれぞれイメージングできていることがわかる。

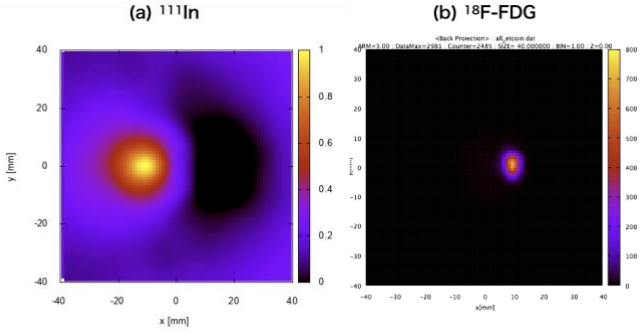


図 1 :^{111}In(245 keV コンプトンイメージング)と ^{18}F-FDG(PET イメージング)の同時撮像結果

4. まとめ

GAGG シンチレータと SiPM を組み合わせた Compton-PET ハイブリッドカメラを用いて SPECT 核種、PET 核種の同時撮像の検証を行った。^{111}In をコンプトンイメージング、^{18}F-FDG を PET イメージングで同時撮像を行うことに成功した。

参考文献

[1] K.Shimazoe et al., “Development of simultaneous PET and Compton imaging using GAGG-SiPM based pixel detectors”, Nucl. Instr. And Meth. A, (2018)

*Mizuki Uenomachi[1], Foong Wei Seng[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1], Miwako Takahashi[2], Kei Kamada[3], Tadashi Orita[1]

[1]The University of Tokyo., [2]NIRS, [3]Tohoku University

Study on High Sensitivity Multi-layer Compton Camera For Clearance Applications in Decommissioning

*Agus Nur Rachman[1], Kenji Shimazoe [1], Hiroyuki Takahashi [1]

[1]Dept. of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo

Abstract

High sensitivity multi-layer Compton camera is investigated to reduce nuclear power plants waste in decommissioning process. Compton camera has several advantages to produce image of radiation source distribution since it has high sensitivity for high energy gamma-rays in the range of MeV.

Keywords: High sensitivity, Compton Camera, Decommissioning

1. Introduction

Clearance activity is one part of decommissioning process. In this process nuclear waste is sorted and classified. If the activity is lower than the standard that has been approve by the authority it will be threat as an industrial waste. We study about high sensitivity multilayer Compton camera to reduce the NPPs waste, especially for the metal material from the reactor core which has activity of ^{60}Co.

2. Monte Carlo Simulation on Multilayer Compton camera

For Monte Carlo simulation, Geant4, a toolkit for simulating the passage of particles through matter was used[1]. Three layer Ce:GAGG scintillator which each layer has 8×8 voxel, where in first detector each pixel has size of $10 \times 10 \times 5$mm, and for the second and third detector the size is $10 \times 10 \times 10$mm. The 2D projection image from multilayer Compton camera simulation shows on figure 1.

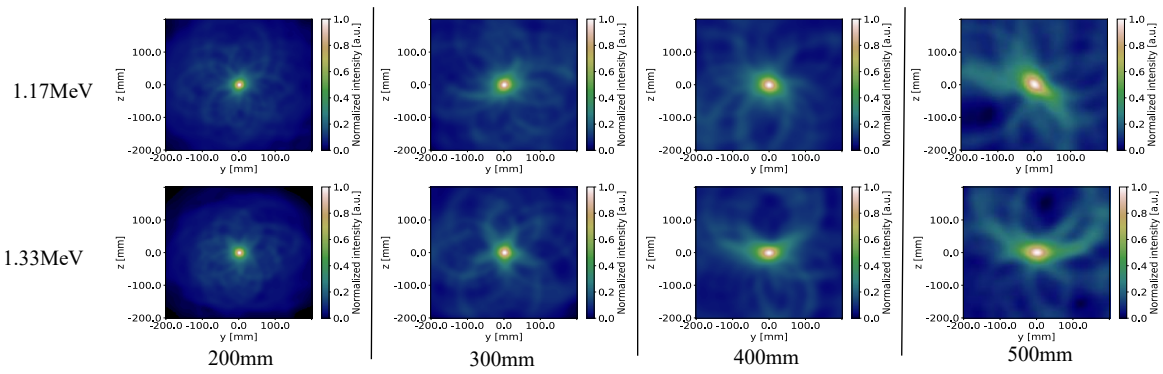


Fig.1 2D Back Projection of Multilayer Compton Camera

The absolute efficiency for the $200mm, 300mm, 400mm$, and $500mm$ are respectively 7.28×10^{-4}, 2.24×10^{-4}, 1.22×10^{-4}, 6.77×10^{-5}, and 3.13×10^{-5}. The efficiency decreases in a line with increasing the distance of the source to the detector. The multiple hits in layers are also investigated.

3. Conclusion

From simulation, multilayer Compton camera can give good efficiency and image reconstruction. It can be beneficial for the clearance application in decommissioning.

References

[1] Y. Yoshihara, K. Shimazoe, Y. Mizumachi, and H. Takahashi, "Evaluation of double photon coincidence Compton imaging method with GEANT4 simulation," Nucl. Instruments Methods Phys. Res. Sect. A Accel. Spectrometers, Detect. Assoc. Equip., vol. 873, pp. 51–55, 2017.

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

Thu. Sep 12, 2019 3:35 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 6:35 AM - 7:55 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[2N12-16] Environment Measurement/Nuclear Material

Chair:Koichi Kino(AIST)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[2N12] Hastening of β-decay of La-138 by High Energy Electron Irradiation

*Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Ken-ichi Okamoto[1], Tadashi Tsujimoto[2] (1. Osaka Prefecture University, 2. Reassurance Science Academy)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[2N13] Experimental verification of Bayesian inference for the gamma-ray spectroscopy with NaI(Tl) scintilator

*Shingo Tamaki[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1] (1. OSAKA UNIVERSITY)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[2N14] Applicability of multiple gamma-ray detection to long-lived radioactive nuclide determination in environmental samples

*Masumi Oshima[1], Jun Goto[2], Yurie Ikebe[1], Hirofumi Seto[1], Shigeru Bamba[1], Hirofumi Shinohara[1], Takao Morimoto[1], Keisuke Isogai[1] (1. Japan Chemical Analysis Center, 2. Niigata University)

4:20 PM - 4:35 PM JST | 7:20 AM - 7:35 AM UTC

[2N15] Measurement of ambient radiations for the development of reactor neutrino monitor(2)

*Yuta Ikeyama[1], Ayumu Hirota[1], Kyohei nakazima[1], Yoichi Tamagawa[1] (1. Fukui Univ.)

4:35 PM - 4:50 PM JST | 7:35 AM - 7:50 AM UTC

[2N16] Basic study of one-dimensional optical fiber based radiation distribution sensing by wavelength spectroscopy

*Yuta Terasaka[1,2], Kenichi Watanabe[2], Akira Uritani[2], Tetsuya Hanai[2], Yuki Sato[1], Tatsuo Torii[1], Ikuo Wakaida[1] (1. JAEA, 2. Nagoya Univ.)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

高エネルギー電子線照射による La-138 のベータ崩壊の短寿命化

Hastening of β-decay of La-138 by High Energy Electron Irradiation

*谷口良一[1]，伊藤憲男[1]、宮丸広幸[1]、小嶋崇夫[1]、岡本賢一[1]、辻本忠[2]
[1]大阪府大放射線，[2]安心安全科学アカデミー

Cs-137 による環境汚染問題の解決をめざして長寿命ベータ崩壊核種の短寿命化の検討を行っている。半減期 1000 億年の超長寿命天然ベータ核種の La-138 に高エネルギーの電子線を照射した結果、若干の変化が観測された。試料中の放射能の２次元分布にも変化が観測された。

キーワード：核励起，β崩壊，短寿命化

1. 緒言

β崩壊は核励起することで半減期が劇的に短縮するとされている[1)]。ただし、励起断面積と励起寿命を考えた場合、実際に利用することは困難とされてきた。我々は現在半減期 1000 億年の La-138 を試料として短寿命化の評価を行っており[1)]、γ線、X 線、電子線の照射で、β崩壊量の僅かな減少が観測されている。今回、実用上、最も有望と考えられる電子線照射に焦点を絞り、結果を紹介したい。

2. 実験

実験では大阪府立大学の電子線形加速器を用いた。試料には La 金属の円柱（20mm×15mmφ）を用い、円柱の片側から 8MeV、2μA の電子線を水冷試料に１時間照射し、ベータ崩壊量の変化を Ge 検出器を用いて測定した。図１は、照射後の試料の測定スペクトル中のいくつかのピーク面積の変化を２か月程度追跡したものである。図のように、La-138 の電子捕獲(1436keV)のピーク面積が数十日で 3%程度減少していることが示されている。ただし、試料のバックグランドを構成しているアクチニウム系列の核種（Ra-223、Th235 等）のピーク面積も変動しており、しかも不規則な変動に見える。図２は、同種の試料の放射能分布を２次元的に測定したものである。これは照射した後の試料を IP に２か月程度密着させて得られた放射能分布である。図２の(１)は照射前の分布を示している。僅かな変化が観測されているが、照射ビームの形状とは明らかに異なっている。これらの結果については現在詳細な検討を行っている。

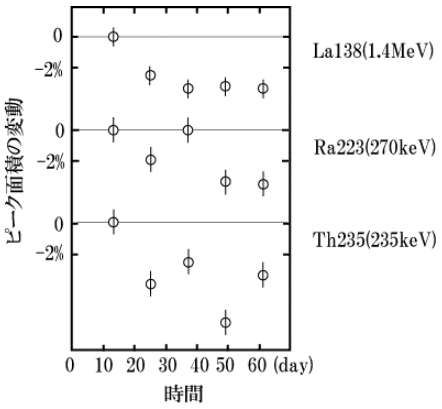


図１　電子線照射によるピーク面積の変化

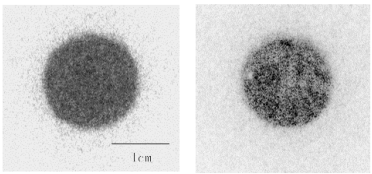


図２　電子線照射による放射能分布の変化

参考文献

[1] 「長寿命ベータ崩壊核種の短寿命化」谷口良一他、原子力学会 2017 年秋の大会、3L09

[2] 「電子線照射によるベータ崩壊核種の短寿命化」谷口良一他、第 56 回 RI 研究会(2019)1p-Ⅲ-05

*Ryoichi Taniguchi[1], Norio Ito[1], Hiroyuki Miyamaru[1], Takao Kojima[1], Ken-ichi Okamoto[1] and Tadashi Tsujimoto[2]
[1]Osaka Prefecture Univ., [2]Reassuranc Science Academy.

NaI(Tl)シンチレータを用いた Bayes 推定法によるガンマ線スペクトル解析法の実験的検証

Experimental verification of Bayesian inference for the gamma-ray spectroscopy with NaI(Tl) scintilator

*玉置 真悟[1]，佐藤 文信[1]，村田 勲[1]

[1]大阪大学

本研究は，NaI(Tl)シンチレータを用いた実験を行い，Bayes の定理に基づいたアンフォールディング法（Bayes 推定法）によるガンマ線のエネルギースペクトルの解析可能性を確認した。また，理論値と比較することにより解の収束性や妥当性を議論した。

キーワード：シンチレータ，ガンマ線スペクトル解析，アンフォールディング，誤差伝搬，Bayes 推定

1. 緒言

Bayes 推定法とは、Bayes の定理に基づいて畳み込み積分の逆問題を解く（アンフォールディング）解析法であり、原子核の二重微分断面積の解析や中性子スペクトルの解析などに用いられている [1, 2]。しかしながら Bayes 推定法の劣問題条件下における解析の是非や推定値の誤差評価手法など、未解決の問題が存在する。

そこで本研究では, Bayes 推定法の一般的特徴や放射線計測への適用性を明らかにすることを目的に、Bayes 推定法によるガンマ線のエネルギースペクトルの実験解析を実施し、Bayes 推定法による解の収束性や妥当性を検証した。

2. 実験

NaI(Tl)シンチレータを用いて ^{137}Cs 及び ^{60}Co から発せられるガンマ線の測定実験を行った。この実験では Bayes 推定法によって測定結果から検出器に入射するガンマ線のエネルギースペクトルの解析を行った。そして解析結果と理論値と比較することで Bayes 推定によって得られる結果の再現性や収束性を評価した。

この実験を各線源に対して 100 回行った。本実験で得られた解析スペクトルを図 1 に示す。図 1 に示された 3 本のピークエネルギーの平均はそれぞれ 662.7±6.1 keV, 1170.4±7.3 keV, 1325.4±10.2 keV となった。また、各ピーク強度を理論値と比較すると、C/E の平均がそれぞれ 1.09±0.01, 1.11±0.01, 1.12±0.01 となった。

3. 結論

本研究により、Bayes 推定法によりガンマ線のエネルギースペクトルの解析が可能であることを確認した。また、100 回の繰り返し測定の結果、Bayes 推定法で得られる結果の高い再現性・収束性を確認した。

今後はシンチレータの種類を変えて同様の実験を行い, 検出器応答関数の形状による依存性等についても検証を進める予定である。

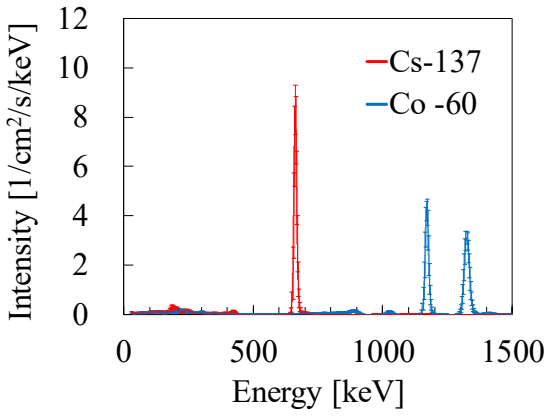


図 1. ガンマ線スペクトルの解析結果

参考文献

[1] K. Kondo et al., Nucl. Instr. Meth. A, 568, 2, (2006) 723-733.

[2] S. Tamaki et al., Nucl. Instr. Meth. A, 940, (2019) 435-440.

* Shingo Tamaki[1], Fuminobu Sato[1], Isao Murata[1]

[1]Osaka University

多重ガンマ線検出法の環境中長寿命放射性核種分析への適用性検討

Applicability of multiple γ-ray detection to long-lived radioactive nuclide determination in environmental samples

*大島真澄[1]，後藤 淳[2]，池部友理恵[1]，瀬戸博文[1]，伴場滋[1]，篠原宏文[1]，森本隆夫[1]，磯貝啓介[1]，
[1]日本分析センター，[2]新潟大学

福島第１原子力発電所の廃炉措置、環境保全等のための迅速・高感度の放射能分析手段として、多重γ線検出法の適用性を調べた。コンパクトな多重γ線検出装置を想定してシミュレーション計算を行った結果、Co-60, Nb-94, Eu-152, Eu-154 の検出限界を 2.6 – 8.2 倍改善できることが分かった。

キーワード：廃炉措置，放射能分析，多重γ線検出法、ピーク対バックグラウンド比、検出限界

1. 緒言

福島第１原子力発電所(1F)事故に伴い施設周辺に放出された放射能分析は、廃炉措置、環境保全等のために緊急の課題となっている。特に、試料が多量なため、迅速・高感度の分析法が望まれる。我々はこれまで原子核物理研究に実績のある多重γ線検出法を中性子放射化分析に適用することで、高分解能、高感度を達成し、その分析性能を大幅に高めることができた[1]。そこで、今回我々は多重ガンマ線検出法の上記放射能分析対象核種分析への適用性を調べた。

2. シミュレーション計算

崩壊γ線を対象とした多重γ線検出法の最近の研究[2]では、従来用いられてきた多検出器の体系よりも、数台の検出器でも密に配置した高検出効率の体系が、検出感度において優れていることがわかった。今回我々は NaI 相対検出効率 40%の Ge 検出器 4 台を束ね、1 台を正対する全 5 台の配置の体系を検討した。

分析対象となる 38 核種のうち、低エネルギーγ線を含むγ線放出核種は約 14 種あり、そのうち多重γ線放出核種は Co-60, Nb-94, Eu-152, Eu-154 の４種である。これらについて多重γ線測定のシミュレーションを行った。放射線シミュレーションコード Geant4.10.2 を用い、1、2 次元γ線スペクトルを生成した。

3. 結果と結論

表１　多重γ線シミュレーション計算結果

核種	Co-60	Nb-94	Eu-152	Eu-154
P/B 比改善度	283	205	12.1	9.8
検出限界改善度	7.4	8.2	6.4	2.6

右表に 1F 周辺の廃棄物および環境試料の放射能分析における測定対象 4 核種のγ線（1332.5 keV(Co-60), 871.1 keV(Nb-94), 964.1 keV(Eu-152), 247.9 keV(Eu-154)）に対する結果を示す。従来の 1 次元法に比べ、2 次元法におけるピーク対バックグラウンド比（P/B 比）は 9.8-283 倍、検出限界値は 2.6-8.2 倍改善することがわかった。よって、多重γ線検出法は上記対象核種 Co-60, Nb-94, Eu-152, Eu-154 の高感度分析に対応できることがわかった。より多くの核種が対象となる燃料デブリ分析への適用も期待される。

参考文献

[1] M. Oshima et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. Vol. 271, No.2 (2007) pp. 317-321.

[2] J. Goto et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. Vol. 314, No.3 (2017) pp. 1707-1714.

*Masumi Oshima[1], Jun Goto[2], Yurie Ikebe[1], Hirofumi Seto[1], Shigeru Bamba[1], Hirofumi Shinohara[1], Takao Morimoto[1], and Kesuke Isogai[1]
[1]Japan Chemical Analysis Center, [2]Niigata University

原子炉ニュートリノモニター開発のための環境放射線測定(2)

Measurement of ambient radiations for the development of reactor neutrino monitor(2)

*池山佑太，廣田歩，中島恭平，玉川洋一
福井大・工

原子炉ニュートリノモニターは原子炉から発生する反電子ニュートリノを用いて、原子炉内部の稼働状況等を監視する技術である。本講演では、前回行った環境放射線測定の問題に対する改善点と自作の液体シンチレータ(LS)をベースとした、原子炉ニュートリノモニターのテスト機の開発状況について発表する。

キーワード：原子炉ニュートリノモニター，環境放射線測定，バックグラウンド

緒言

原子炉ニュートリノモニターは原子炉から発生する反電子ニュートリノを用いて、原子炉内部の稼働状況等の監視を試みる技術である。これまでの研究では検出器を原子炉建屋内のテンドンギャラリーに設置しているため、宇宙線とそれに起因するγ線や中性子を低減した環境で反電子ニュートリノを測定しているが、検出器の本来の姿としては小型で移動可能なものを建屋外の地上に設置できることが望ましい。しかしながら、地上測定におけるバックグラウンド（BG）がテンドンギャラリー等に比べて 2 桁程度高くなることが予想されており、目的を達成するためには BG 事象を低減する必要がある。　そのために、装置開発のためあらかじめ環境放射線測定の設置予定場所を含むいくつかの地点で行い、その結果を用いて効果的な遮蔽等を検討した上で原子炉ニュートリノモニターの設計を検討する必要がある。2018 年に実施した環境放射線測定では、電子回路の影響による信号波形の反射波などの問題点があり、大学敷地内および原子力発電所内で統一的な評価ができない状況にあった。本講演ではそれらの問題点に対する改善の取り組みと、現在開発を進めているニュートリノモニターのテスト機の状況について発表する。

結論

前回の環境放射線測定における問題点として、信号の反射の影響で n/γ弁別が有効に出来ないという点があった。信号の反射は、NIM モジュールを Divider から Liner Fan IN/OUT に変更することにより抑えることができた。また、現在はニュートリノ事象を捉えるために Gd 含有の LS の開発を行っている。原子力発電所内での測定を可能にするため、引火点温度の高い LAB ベース LS の構成として、第一溶質に PPO、第二溶質に Bis-MSB、添加物として Gd と Ultima Gold-F を入れたシンチレータを開発中である。PPO と Bis-MSB の量は発光量測定と透過率測定により量を決める。また、Gd の濃度は発光量と中性子捕獲時間から、Ultima Gold-F は発光量、透過率、波形弁別能より添加量を現在も解析中である。

波形弁別能を有する Gd 入り LS を用いて 10L 程度のテスト機の作成を進めている。このテスト機で環境放射線測定を実施し、遅延同時計測と波形弁別能を用いて BG を落とし、残ったイベントが原子炉ニュートリノモニターの本来の BG となる。これらのデータは 1t クラスの検出器開発に重要であると考えられる。

* Y.Ikeyama, A.Hirota, K.Nakajima, and Y.Tamagawa
Univ. of Fukui

波長分解型一次元光ファイバー放射線分布センシングに関する基礎検討

Basic study of one-dimensional optical fiber based radiation distribution sensing by wavelength spectroscopy

*寺阪 祐太[1,2]，渡辺 賢一[2]，瓜谷 章[2]，花井 哲哉[2]，佐藤 優樹[1]，鳥居 建男[1]，若井田 育夫[1]
[1]原子力機構，[2]名古屋大学

シンチレーション光ファイバーと放射線の相互作用由来の発光波長スペクトルをファイバーの片側から分光器で測定し、ファイバー内を伝播する光の減衰量が波長毎に異なることを利用して放射線入射位置を逆推定する「波長分解法」の原理検証試験を実施した。

キーワード：シンチレーション光ファイバー，放射線分布測定，波長スペクトル，アンフォールディング

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉過程における作業者の被ばく線量低減及び効率的な除染計画立案には、局所的に存在するホットスポットの分布を把握することが重要である。シンチレーション光ファイバーに時間分解計数計測（飛行時間法）を適用した広域一次元放射線分布測定システムが 1F 事故後に 1F サイト内外で応用されてきたが、1F 原子炉建屋内のような高線量率の環境では信号のパイルアップやセンサーの偶発同時計数が問題となる。そこで、計数計測上のパイルアップ等の問題を回避できる積分型の測定手法として、光ファイバーの片側から波長スペクトルを分光器で測定し、ファイバー内での光の減衰率が波長依存であることを利用して放射線入射位置を逆推定する「波長分解法」を考案し、本手法の原理検証試験を UV 模擬光源及び ^{90}Sr 線源を用いて実施した。

2. 放射線入射位置推定方法

本研究で提案する放射線入射位置推定方法は、光ファイバー内での光の減衰率に波長依存性があることに基づき、予めファイバー発光位置毎にファイバー先端で観測される発光波長スペクトルを応答スペクトルとして分光器で取得し、任意の線源分布に対する発光波長スペクトルをアンフォールディング処理することで線源分布を逆推定するという手法である（Fig.1）。本手法の原理検証をΦ1mm、長さ 7m のシンチレーション光ファイバー（Kuraray 社製、SCSF-81）を UV 光源で励起発光させることで検証した。ファイバー先端から 50cm 間隔でΦ5mm にコリメートした UV 光を照射し、これらを応答スペクトルとして 6m まで計 12 個取得した。430-510nm の波長範囲で BIN を 9 個設定し、未知の線源分布に対する発光波長スペクトルの BIN 光量を再現する線源強度分布を位置毎の応答スペクトルを基にアンフォールディング法で決定した。

3. 結果

ファイバーの 2 か所に UV 同時照射をした場合にファイバー端で観測された発光波長スペクトルを入力値としてアンフォールディングを実行した結果を Fig.2 に示す。逆推定結果は真の線源分布を概ね再現しており、本手法の基本的な線源位置特定能力が確認できた。^{90}Sr 線源（1MBq）をファイバーに密着させた場合も発光波長スペクトルの測定に成功し、UV 光源で取得した応答スペクトルを用いたアンフォールディングによる逆推定結果も実際の線源位置と概ね一致した。

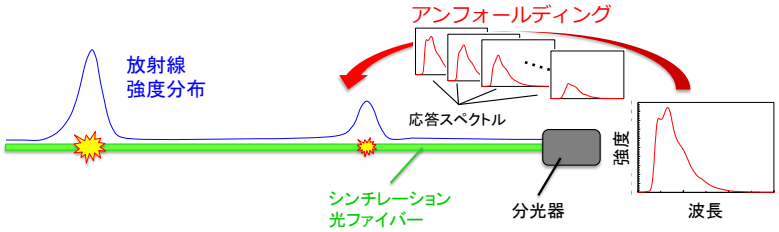


Fig.1 波長分解法の原理

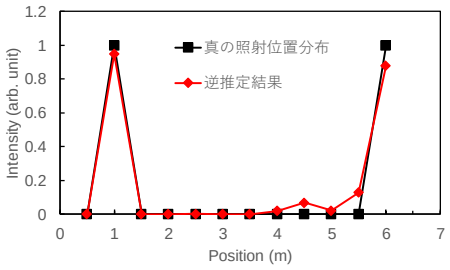


Fig.2 実際の照射位置分布と逆推定結果

*Yuta Terasaka[1,2], Kenichi Watanabe[2], Akira Uritani[2], Tetsuya Hanai[2], Yuki Sato[1], Tatsuo Torii[1] and Ikuo Wakaida[1]
[1]JAEA, [2]Nagoya Univ.

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

Thu. Sep 12, 2019 4:55 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 7:55 AM - 9:15 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[2N17-21] Medical Application/Applied Measurement

Chair:Masahiro Hino(Kyoto Univ.)

4:55 PM - 5:10 PM JST | 7:55 AM - 8:10 AM UTC

[2N17] Observation of 3D-Dose Distribution of 3D-Gel Dosimeters Irradiatted by Carbon Ion Beam

*Masumitsu Toyohara[1], Hiroaki Gotoh[1], Maiko Mihashi[1], Kazuya Hayashi[1], Kyosuke Tadano[1], Shinichi Minohara[2], Yoshiaki Shimono[3], Shinya Miyamoto[3] (1. Yokohama National University, 2. Kanagawa Cancer Center, 3. TOshiba Energy Systems & Solutions Corp.)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2N18] Mechanistic Study Comparing Radiolabeled and Fluorescent Glucose Uptakes by Cancer Cells for In Vivo Bioimaging

*Keiichiro Kushiro[1], Mariko Kobayashi[1], Akira Sugiyama[1], Kenji Shimazoe[1], Hiroyuki Takahashi[1] (1. The University of Tokyo)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2N19] Influence of sample shape on hydrogen measurement by TOF-PGA

*Makoto Maeda[1], Masayuki Tsuneyama[1,2], Mariko Segawa[1], Yosuke Toh[1], Shoji Nakamura[1], Atsushi Kimura[1] (1. JAEA, 2. NAT)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2N20] Feasibility study for the temperature measurement using neutron self-indication method

*mariko segawa[1], yosuke toh[1], tetsuya kai[1], makoto maeda[1], masayuki tsuneyama[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. NAT)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2N21] Development of a frequency comb based cavity ring-down spectroscopy for radioactive carbon analysis

*Hideki Tomita[1], Volker Sonnenschein[1], Ryohei Terabayashi[1], Keisuke Saito[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Tetsuo Iguchi[1], Kenji Yoshida[2], Shinichi Ninomiya[2], Naohiro Kamiya[3] (1. Nagoya Univ., 2. Sekisui Medical, 3. Shimadzu)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

炭素線ビームを照射したゲル線量計の三次元吸収線量分布の評価

Observation of 3D-Dose Distribution of 3D-Gel Dosimeters Irradiated by Carbon Ion Beam

*豊原尚実[1]，五東弘昭[1]，三橋舞子[1]，林和哉[1]，只野喬介[1]，蓑原伸一[2]，下野義章[3]，宮本真哉[3]
[1]横浜国立大学，[2]神奈川県立がんセンター，[3]東芝エネルギーシステムズ㈱

種々の組成のゲル線量計に重粒子線を照射し，吸収線量の三次元分布を吸光度で評価した。色素ゲルとPVA-KIゲルは三次元評価が可能であったが，ポリマーゲルはartifactの出現で評価が困難であった。

キーワード：重粒子線，ゲル線量計，吸収線量，光CT，色素ゲル，ポリマーゲル，PVA-KIゲル

1. 緒言

放射線の照射により発色するゲル線量計は，吸収線量を簡易に評価できる可能性があり，放射線がん治療時のQA/QCへの適用が期待されている。前報に引き続き[1]，本報では，代表的なゲル線量計に$^{12}C^{6+}$を照射し発色量の三次元分布を測定することで，三次元吸収線量の分布評価への適用性や課題を検討した。

2. 試験

ロイコ色素を発色成分とする色素ゲル，PAGAT（Poly-Acrylamide, Gelatin, And THPC）ゲル，部分ケン化ポリビニールアルコールーヨウ化カリウム（PVA-KI）ゲルを，神奈川県立がんセンターのi-Rock™*で照射した。照射体系とPHITS[2]による吸収線量分布を図1に示す。発色量はオプティカルCT（OCT）で測定した。光の透過量を二値化処理してGray Valueに変換後に三次元再構成して，発色量の三次元分布を得た。

3. 結果と考察

図2左に照射した色素ゲルの正面と上面からの観察結果の例を示す。重粒子線の照射領域が青色に発色していることが確認された。図2右は，色素ゲルとPVA-KIゲルのOCTの測定状況と，二値化処理で得たGray Valueについて，Bragg Peak付近の重粒子線照射軸に垂直な面の再構成結果を示す。どちらも，図1に示すPHITSで予測した吸収線量の平面分布に相当する再構成結果を得た。一方，ポリマーゲルはcupping artifactが見られ，照射断面中心部でGray Valueの分布が低下することを確認した。

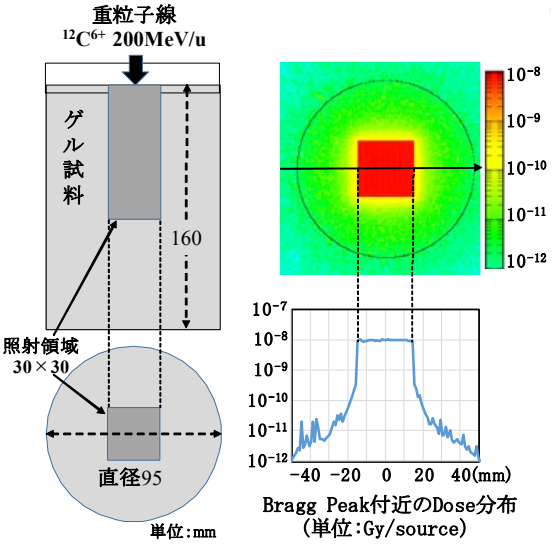


図1 照射体系とPHITSで予想した吸収線量分布

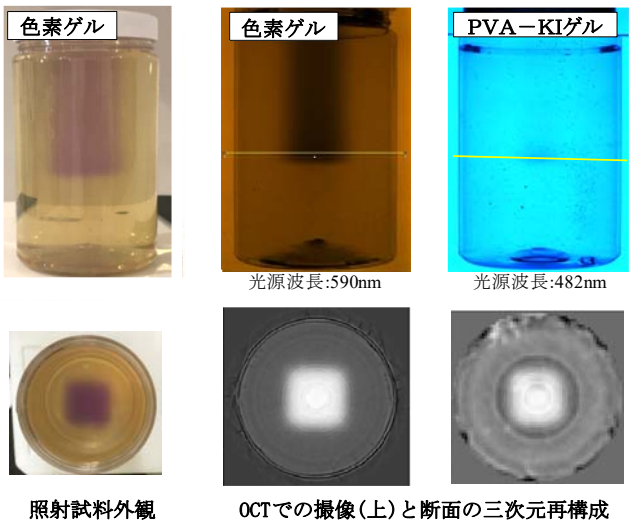


図2 照射試料とOCTによる吸光度の三次元再構成

*Ion-beam Radiation Oncology Center in Kanagawa

参考文献［1］豊原他, 2019年春の年会 2F17, ［2］Tatsuhiko Sato, et al., version 3.02, J. Nucl. Scie. Tech. 55[6], 684-690(2018)

本研究は，横浜国立大学，東芝エネルギーシステムズ株式会社，神奈川県立病院機構の三者による「重粒子線 がん治療装置の高度化に関する研究」の一部である。IRB；横浜国大_人医-2018-05，神奈川県立がんセンター_2018 疫-47

*Masumitsu Toyohara[1], Hiroaki Gotoh[1], Maiko Mihashi[1], Kazuya Hayashi[1], Kyohei Tadano[1], Shinichi Minohara[2], Yoshiaki Shimono[3], Shinya Miyamoto[3]. [1]Yokohama National Univ., [2]Kanagawa Cancer Center, [3]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp.

Mechanistic Study Comparing Radiolabeled and Fluorescent Glucose Uptakes by Cancer Cells for *In Vivo* Bioimaging

*Keiichiro Kushiro[1], Mariko Kobayashi[1], Akira Sugiyama[1], Kenji Shimazoe[1] and Hiroyuki Takahashi[1]
[1]University of Tokyo.

Abstract: This study focuses on the differences in quantitative cellular uptakes between glucose analogs labeled with either fluorescence or radioactive isotopes, and their influences on tumor bioimaging via positron emission tomography (PET) and fluorescence imaging. The type of imaging probe drastically affected the localization and the kinetics of cellular uptake by various cancer cells in different conditions, which are critical parameters for tumor bioimaging.
Keywords: Bioimaging, Cancer, PET, FDG, Glucose Uptake

1. Introduction

Although both PET and fluorescence imaging based on glucose analogs have been used to study tumors *in vivo*, there have been some inconsistencies between them due to the lack of the mechanistic understandings underlying the uptake of the glucose-based probes. In this study, quantitative analyses of the localization and kinetics of glucose uptake by cancer cells when labeled with either radioactive isotopes or fluorescent molecules were performed. Understanding the mechanisms underlying this uptake phenomena will lead to a more accurate tumor bioimaging.

2. Methods

2-1. Fluorescence evaluation of glucose uptake and *in vivo* fluorescence bioimaging

After incubating starved ovarian cancer (SKOV3) or colorectal cancer (DLD1) cells with 100nM fluorescently-labelled 2-deoxyglucosone (2-DG-750) for 1 hour at different culture conditions (adhesive/non-adhesive states), the cells were separated into different components via centrifugation (10000g), and the fluorescence signals were measured using a plate reader (TECAN Spark 20M). Also, BALB/c mice grafted with each type of tumors were bioimaged with the intravenous injection of 10nmol 2-DG-750 using the *in vivo* imaging system (SHIMAZU Clairvivo-OPT plus).

2-2. Radioactivity evaluation of glucose uptake and PET imaging

Same as that in Section 2-1, but using fluorodeoxyglucose (FDG) (0.1MBq for cells and 10MBq for mice). The radioactivity was measured by gamma counter (COBRA Quantum 5003) and bioimaged via Clairvivo-PET (SHIMAZU).

3. Results and Discussions

The uptakes and the localizations of fluorescent and radiolabeled probes are summarized in Table 1. Certain combinations of probe type, cell type, and culture conditions induced better uptake of each type of probe. SKOV3 cells more efficiently absorbed fluorescent probes compared to radiolabeled probes and therefore were better imaged with fluorescence imaging than PET. The opposite was true for DLD1 cells, where they absorbed FDG much more efficiently. It is hypothesized that the difference was due to the molecular structures of 2-DG preventing complete internalization.

Table 1. Summary of normalized cellular uptakes of fluorescent and radiolabeled glucose analogs in the adhesive states.

	Total Uptake		Membrane-Bound	Cytosol	Organelles/Others
SKOV3 with 2-DG-750	4.4%	→	2.1%	2.1%	0.2%
SKOV3 with FDG	0.6%	→	0.2%	0.3%	<0.1%
DLD1 with 2-DG-750	3.3%	→	1.5%	1.7%	0.1%
DLD1 with FDG	7.6%	→	1.2%	6.2%	0.3%

TOF-PGA を用いた水素測定における試料形状の影響

Influence of sample shape on hydrogen measurement by TOF-PGA

*前田 亮[1]，常山 正幸[1,2]，瀬川 麻里子[1]，藤 暢輔[1]，中村 詔司[1]，木村 敦[1]

[1] 原子力機構，[2] 日本アドバンストテクノロジー

PGA 測定では試料に水素が含まれている場合、水素だけでなく水素以外の元素の測定感度にも影響し、高精度な分析を妨げる原因となっている。熱中性子を用いた PGA 測定の場合は球形の試料を使用することで、この測定感度の変化を除去できるが、熱外もしくは冷中性子領域での PGA 測定においては、球形試料でも測定感度の変化が起こるため、水素濃度に依存する補正が必要であることが分かった。

キーワード： ANNRI、PGA、飛行時間法、熱外中性子、冷中性子

1. 緒言

J-PARC 物質・生命科学実験施設 BL04 に設置されている中性子核反応測定装置(ANNRI)では、熱外から冷中性子の中性子を用いた PGA 測定が可能であるうえ、パルス中性子ビームを利用した飛行時間測定を行う事により、イベント毎に中性子のエネルギーを特定する事ができる。

PGA 測定では試料に水素が含まれている場合、水素だけでなく水素以外の元素の測定感度にも影響し測定精度が悪化してしまう。Mackey 等は熱中性子を用いた PGA 測定の場合、球形の試料を使用することでこの測定感度の変化を除去できると報告した[1]。本研究では ANNRI での熱外から冷中性子を用いた PGA 測定(TOF-PGA 測定)において、水素が測定感度に与える影響を確かめるため、球形と板状の試料を用いて測定を行った。

2. 実験・結果

実験では水素を含むアクリル製の 1cm 四方の板状試料（厚さ各：0.5, 1.0, 1.5, 2.5, 3.5, 4.5 mm）と球形試料（半径各：3/16, 7/32, 5/16, 3/8 インチ）の計 10 個の試料の PGA 測定を行うと同時に、飛行時間法(TOF)によってイベント毎の中性子エネルギーを得た(TOF-PGA 測定)。各入射中性子エネルギーにおける球形試料に含まれる水素の測定感度の試料半径依存性を図 1 に示す。縦軸は水素原子 1 個あたりの計数率を半径 3/16 インチの試料の測定結果で規格化した値を示している。熱中性子のエネルギーである 25 meV では水素測定感度は余り変化せず、5 meV では試料が大きくなるほど感度が下がり、1 eV では感度が上昇した。これは散乱時の中性子のエネルギー変化を反映しているものと考えられる。本発表では板状試料の評価結果、モンテカルロシミュレーションとの比較により得られる熱中性子散乱則 $S(\alpha,\beta)$の影響、及び感度変化の補正についても報告する。

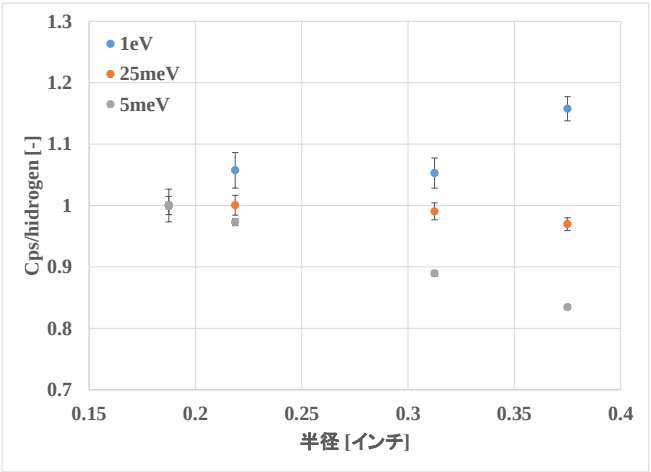


図 1　球形試料の水素測定感度の試料半径依存性

謝辞　本研究は科研費 JSPS (JP17H01076)の助成を受けた成果を含む。

参考文献 [1] E.A. Mackey et al., Anal. Chem. 64, 2366-2371, (1992)

---

*Makoto Maeda[1], Masayuki Tsuneyama[1,2], Mariko Segawa[1], Yosuke Toh[1], Shoji Nakamura[1] and Atsushi Kimura[1]

[1]JAEA, [2]NAT.

飛行時間法を用いた Self-indication 法による中性子共鳴温度分析の適用性の検討

Feasibility Study for the Temperature Measurement using Neutron Self-indication Method

*瀬川 麻里子[1]、藤 暢輔[1]、甲斐 哲也[1]、前田 亮[1]、常山 正幸[2]

[1]日本原子力研究開発機構、[2]日本アドバンストテクノロジー

Self-indication 法（SI）を用いた新たな温度分析技術の確立を目指し、J-PARC において SI 法が適用可能な試料の中性子透過率の範囲を調査した。Ta 試料厚を 3-200 μm の範囲で変化させ、SI 法により即発ガンマ線を計測し中性子透過率を求めた。共鳴解析コードによるシミュレーション結果と得られた実験値を比較して両者の整合性を実証し、幅広い中性子透過率の範囲で SI 法の適用が可能である事を示した。

キーワード：中性子共鳴、即発ガンマ線分析、温度計測

1. 緒言

使用済燃料や高レベル放射性廃棄物の内部温度は、これらの処分方策の確立に資する重要な管理項目である。しかし、遮蔽された大型の核物質の温度を非破壊・非接触で計測する有効な技術は現在のところ存在しない。そこで我々は核物質等に含まれる元素の中性子共鳴吸収による温度依存性(ドップラ効果)及び Self-indication（SI）法に着眼し、上記のニーズに応える新たな温度計測技術の創出を目指している。SI 法とは、パルス中性子ビーム軸上に測定試料と測定対象核種から成る indicator を配置し、indicator からの即発ガンマ線を測定することによって間接的に測定試料を透過した中性子を検出する手法である。本手法は、indicator からの即発ガンマ線を測定するため、測定試料に含まれる測定対象外の核種から放射されるガンマ線の影響を受けることなく透過中性子を高感度で測定する事が出来るという特長を有する。また SI 法は物性研究における結晶成長過程中の温度測定や圧縮された物質内の状態方程式の研究などにも応用可能である。我々は、既に SI 法による非破壊･非接触での温度計測手法について基本的な原理の実証を行い､特許を出願済みである。しかし SI 法を実用に供するには、本手法が適用可能な中性子エネルギー領域及び試料の中性子透過率範囲についての検証が必要であった。特に、中性子透過率は試料が厚くなるとシミュレーションや核データを用いた計算値の再現性が低下する傾向にあるため、実験的な検証が求められていた。そこで、本研究では Ta を試料とし SI 法を用いて測定試料厚ごとの中性子透過率を求め、共鳴解析コード（REFIT）によるシミュレーションと比較して本手法が適用可能な中性子透過率の範囲を検証した。

2. 実験

実験は J-PARC 物質・生命科学実験施設 BL04 に設置されている中性子核反応測定装置（ANNRI）において、測定試料（Ta, 厚さ 3-200 μm）と indicator（Ta, 厚さ 100 μm）を、夫々TOF 距離 24.5 m, 27.9 m に配置し、アンチコンプトン型 NaI 検出器を使用して indicator の中性子共鳴捕獲反応から生じた即発ガンマ線を試料厚ごとに 1200 秒ずつ計測した。

3. 結果

図 1 に中性子エネルギー(En)= 4.3 eV 領域において得られた飛行時間スペクトラム及び REFIT による計算値を示す (Ta 試料厚 40 μm, Indicator 厚 100 μm, W:試料有, W/O:試料無し)。REFIT により精度よく実験値が再現されていることがわかった。発表では、試料厚ごとに SI 法による中性子透過率（図 1 中の塗り潰し部分に相当）を求め計算値と比較して本手法の適用範囲を示すとともに温度計測の精度を議論する。

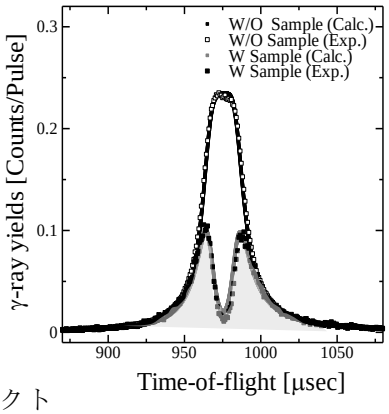


図 1 En= 4.3eV における Ta の TOF スペクトラム

謝辞 本研究は科研費 JSPS （JP17H01076）の助成を受けた成果を含む。

*Mariko Segawa[1], Yosuke Toh[1], Tetsuya Kai[1], Makoto Maeda[1] and Masayuki Tsuneyam[2], [1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NAT.

放射性炭素同位体分析のための周波数コムを用いたキャビティーリングダウン分光法の開発

Development of a frequency comb based cavity ring-down spectroscopy for radioactive carbon analysis

*富田 英生[1], Volker Sonnenschein[1], 寺林 稜平[1], 齊藤 圭亮[1], 山中 真仁[1], 西澤 典彦[1], 井口 哲夫[1], 吉田 賢二[2], 二宮 真一[2], 神谷 直浩[3]

[1]名古屋大学, [2]積水メディカル(株), [3](株)島津製作所

中赤外レーザー光源と超高感度なレーザー吸収分光法であるキャビティーリングダウン分光（CRDS）を用いた新たな放射性炭素同位体(^{14}C)分析法の開発を進めている。本研究では分析性能向上のために、高安定かつ広帯域な周波数リファレンスである中赤外光周波数コムを CRDS に適用し、高感度かつ高精度な ^{14}C 分析について検討した。

キーワード：放射性炭素，レーザー分光，微量分析

1. はじめに

中赤外域には、多くの分子の吸収断面積が大きな吸収線が存在するため、レーザー吸収分光による定量分析の利用が拡大している。放射性炭素同位体（^{14}C）のような極微量な同位体を含む分子に対して中赤外レーザー吸収分光による定量分析を行うには、光共振器を用いて感度を大幅に高めたキャビティーリングダウン分光（CRDS、レーザー吸収分光法の一種）を用いることが有用であることから、中赤外レーザーを用いた CRDS に基づく ^{14}C 分析法の開発を進めている。本研究では、分析性能向上のために、高安定かつ広帯域な周波数リファレンスである中赤外光周波数コム（MIR-OFC）を CRDS に適用し、分析性能の向上について検討した。

2. 中赤外光周波数コムによる中赤外レーザーの発振周波数測定と CRDS による ^{14}C 分析

MIR-OFC を用いた CRDS に基づく ^{14}C 分析装置の概要を図 1 に示す。CRD セル内の光共振器に中赤外量子カスケードレーザー（QCL）を入射すると、レーザー光が蓄積される。このとき、光共振器内での光の滞在時間より十分に早く入射レーザー光を遮断すると、透過光強度の指数関数的減衰（リングダウン信号）を観測できる。この減衰率 β は共振器内の分子種の光吸収量に依存するため、β により光吸収物質の数密度が定量できる。^{14}C を含む CO_2 の吸収線とそれ以外を区別して高感度かつ高精度に ^{14}C を分析するには、不確かさの小さな発振周波数測定法が求められているため、高繰り返し Yb 添加超短パルスファイバレーザーをベースとした中赤外コムを用いた発振周波数測定系を構築した。中赤外コムを用いることで同位体比測定精度が改善されることが確認できた。

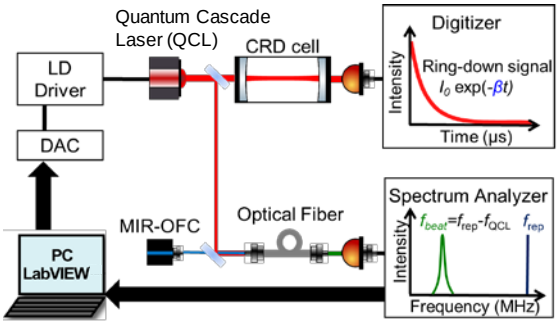


図 1 中赤外光周波数コムを用いた CRDS に基づく ^{14}C 分析装置の概要

謝辞　本研究の一部は、AMED 先端計測分析技術・機器開発プログラム, JSPS 科研費 18H03469, JSPS 特別研究員奨励費 JP18J14881 の支援を受けて実施されました。

---

* Hideki Tomita[1], Volker Sonnenschein[1], Ryohei Terabayashi[1], Keisuke Saito[1], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Tetsuo Iguchi[1], Kenji Yoshida[2], Shinichi Ninomiya[2], Naohiro Kamiya[3]

[1]Nagoya Univ., [2]Sekisui Medical Co., Ltd., [3]Shimadzu Corp.

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

Thu. Sep 12, 2019 9:30 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 12, 2019 12:30 AM - 2:55 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[2O01-09] Seismic, Fault displacement PRA

Chair:Hitoshi Muta(Tokyo City Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2O01] Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation

(1)Outline

*Katsumi Ebisawa[1], Ryusuke HARAGUCHI[2], Yoshinori MIHARA[3], Ayumi Yuyama[1], Toshiaki SAKAI[1], Futoshi Tanaka[2] (1. Central Research Institute of Power Industry, 2. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3. Kajima Corporation)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2O02] Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation

(2)Analysis and examination of uncertainty regarding soil and building

*Ayumi Yuyama[1], Yoshinori Mihara[2], Ryusuke Haraguchi[3], Toshiaki Sakai[1], Katsumi Ebisawa[1] (1. CRIEPI, 2. KAJIMA, 3. MHI)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[2O03] Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation

(3)Analysis and examination of uncertainty regarding component and piping system

*Ryusuke Haraguchi[1], Yoshinori Mihara[2], Ayumi Yuyama[3], Toshiaki Sakai[3], Katsumi Ebisawa[3] (1. MHI, 2. KAJIMA, 3. CRIEPI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[2O04] Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation

(4)Analysis and examination regarding effect on CDF

*Futoshi Tanaka[1], Ryusuke Haraguchi[1], Yoshinori Mihara[2], Ayumi Yuyama[3], Toshiro Sakai[3], Katsumi Ebisawa[3] (1. MHI, 2. KAJIMA, 3. CRIEPI)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[2O05] Confirmation of V&V of Fault Displacement Fragility Evaluation procedure

(1)Application example of global response model to Shih-Gang dam damage in Chi-Chi Earthquake of Taiwan

*hideaki tsutsumi[1], yuji nikaido[2], yoshinori mihara[2], ryusuke haraguchi[3], toshiaki sakai[1], katsumi ebisawa[1] (1. Central Research Institute of Electric Powaer Industry , 2. Kajima Corporation, 3. Mitsubishi Heavy Indausties)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[2O06] Confirmation of V&V of Fault Displacement Fragility Evaluation procedure

(2)Application example of local model to Shih-Gang dam damage in Chi-Chi Earthquake of Taiwan

*Yuji Nikaido[1], Yoshinori Mihara[1], Hideaki Tsutsumi[2], Ryusuke Haraguchi[3], Toshiaki Sakai[2], Katsumi Ebisawa[2] (1. KAJIMA, 2. CRIEPI, 3. MHI)

11:00 AM - 11:15 AM JST | 2:00 AM - 2:15 AM UTC

[2O07] Analysis and examination of accident scenario regarding functional failure of containment under fault displacement

*Shingo Oda[1], Bumpei Fujioka[1], Futoshi Tanaka[2], Ryusuke Haraguchi[2], Yoshinori Mihara[3], Shinichi Yoshida[4], Tsutsumi Hideaki[5], Toshiro Sakai[5], Katsumi Ebisawa[5] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, 2. MHI, 3. Kajima, 4. OBAYASHI, 5. CRIEPI)

11:15 AM - 11:30 AM JST | 2:15 AM - 2:30 AM UTC

[2O08] A Research Study of Plant Risk Evaluation for Fault Displacement

An Advanced Evaluation for the Structural Integrity of Crossover Piping System

*Kunihiko Sato[1], Yutaka Suzuki[1], Ryusuke Haraguchi[2], Kouichi Kamiya[3], Tsutomu Ogawa[3], Masanobu Kamiya[3] (1. MHI NSE, 2. MHI, 3. JAPC)

11:30 AM - 11:45 AM JST | 2:30 AM - 2:45 AM UTC

[2O09] Development of Random number generation for Seismic risk assessment

*Shota Terayama[1], Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] (1. Tokyo City University)

11:45 AM - 11:55 AM JST | 2:45 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る不確実さの取り扱い　(1)概要

Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation (1) Outline

*蛯澤　勝三[1]，原口　龍将[2]，田中　太[2]，美原　義徳[3]，湯山　安由美[1]，酒井　俊朗[1]
[1]電中研，[2]三菱重工，[3]鹿島

断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用位置に係る不確実さの取り扱いについて提案する。断層変位ハザードの断層変位フラジリティ評価における橋渡し格子寸法を 100m×100m とする。最も厳しい部位でのフラジリティを、ランダム作用位置とした場合の条件付確率として補正する。

キーワード：断層変位 PRA, ハザード評価格子寸法, フラジリティ評価での断層変位作用位置の不確実さ

1. まえがき　原子力学会では、断層変位 PRA 実施基準策定を進めている。著者等も断層変位 PRA 手法開発の一環として、各種定量評価の蓄積を図っている。本報は 4 編のシリーズ発表のうちの(1)概要であり、シリーズ発表は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。概要では、断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る不確実さの取り扱いについて提案する。

2. 断層変位フラジリティ評価での構造物基礎への断層変位作用点に係る不確かさの取り扱いの現状

2.1 断層変位ハザードとの係り　断層変位ハザード評価では、対象地点のモデル化において、格子寸法の大きさ（例えば、500m×500m/250m×250m/100m×100m/50m×50m：**図 1**）をパラメータとして取り扱い、寸法の違いによって発生確率が異なる[1]。一方、断層変位フラジリティ評価では、対象建屋・構造物への断層変位の作用位置を基礎盤（例えば、原子炉建屋基礎寸法 80m×80m：**図 1**）としている[2]。このようにハザード評価とフラジリティ評価において、対象寸法が異なるので、両者の整合を図る必要がある。

2.2 現行の断層変位フラジリティ評価　現行建屋フラジリティ評価では、断層変位作用位置を基礎盤内の最も厳しい部位としている[2]。作用位置としては、任意基礎盤部位にランダムに作用するとの考え方が合理的であり改善する必要がある。この内容は、建屋・構造物内の機器・配管にも反映する必要がある。

3. 構造物基礎への断層変位作用位置の取り扱いに係る提案　提案内容は次の 3 項目である。(ⅰ)対象構造物基礎の代表的寸法は原子炉建屋基礎の約 80m×80m であるので、同寸法と整合するように断層変位ハザードとの橋渡し格子寸法を 100m×100m とし、断層変位作用位置の取り扱いはフラジリティ側で対応する。(ⅱ)断層変位の構造物基礎盤への合理的作用位置は、基礎盤面内のランダムな部位であるので、最も厳しい部位でのフラジリティがランダム部位でも同程度と仮定し、このフラジリティをランダム作用位置とした場合の条件付確率として補正する。(ⅲ) 建屋・構造物内の機器・配管フラジリティ評価でも(ⅱ)の補正を反映する。

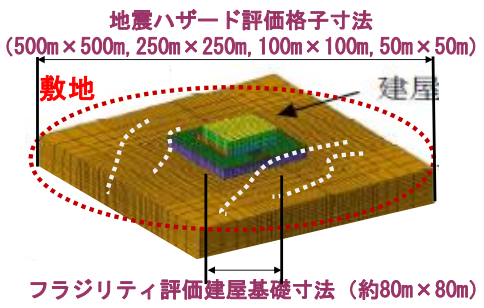


図 1　ハザード格子寸法と建屋基礎寸法の例

4. シリーズ発表の構成　シリーズ発表は次の 4 つからなる。
(1)概要、(2)地盤・建屋に係る不確実さ要因の分析・検討
(3)機器・配管に係る不確実さ要因の分析・検討
(4)CDF への影響に係る分析・検討

参考文献　[1]高尾他(日本地震工学会論文集第 14 巻第 2 号,2014),[2]原口他(AESJ2018 秋の大会,2018.9)

*Katsumi Ebisawa[1], Ryusuke Haraguchi[2], Futoshi Tanaka[2],Yoshinori Mihawa[3], Ayumi Yuyama[1], Toshio Sakai[1]　[1]CRIEPI, [2]MHI, [3]Kajima

断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る不確実さの取り扱い
（2）地盤・建屋に係る不確実さ要因の分析・検討

Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation

(2) Analysis and examination of uncertainty regarding soil and building

*湯山 安由美[1]、酒井 俊朗[1]、蛯澤 勝三[1]、原口 龍将[2]、美原 義徳[3]

[1]電力中央研究所，[2]三菱重工業（株），[3]鹿島建設（株）

断層変位フラジリティ評価において、現状では保守的に評価対象物の直下で断層変位が発生すると仮定している。これについて、より現実的な評価とするために断層変位の作用位置に関連する不確実さを、地盤・建屋のフラジリティ評価に取り込む方法と実際のフラジリティ評価における適用性に関する検討を行った。

キーワード：断層変位、PRA、フラジリティ、不確実さ

1. まえがき

原子力学会では、断層変位 PRA 実施基準策定を進めている。著者等も断層変位 PRA 手法開発の一環として、各種定量的評価の蓄積を図っている。本報は、4 編のシリーズ発表のうちの(2) 地盤・建屋に係る不確実さ要因の分析・検討であり、シリーズ発表は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。本報では、断層変位による地盤・建屋のフラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る不確実さの取り扱いについて提案及び試算する。

2. 断層変位フラジリティ評価（地盤・建屋）

2-1. 既往知見及び現状のフラジリティ評価

筆者らは、これまでに、台湾集集地震での石岡ダムの断層変位に対する被害事例のシミュレーション解析における知見に基づき、原子力施設を対象とした地盤-建屋連成系における耐力及び応答評価に係る認識論的不確実さを整理している[1]~[3]。一方、断層変位ハザード評価における格子寸法とは関係なく、断層変位が評価対象建屋に対して基本的に最も厳しくなる位置に作用するという前提で、地盤・建屋フラジリティ評価を実施しているのが現状である。

2-2. フラジリティ評価における断層変位作用位置の取り扱い

断層変位作用位置に係る不確実さがリスク評価に与える影響に関して、断層変位ハザード評価との整合性を踏まえて、地盤・建屋フラジリティ評価において適切に考慮する方法を検討した。基本的な考え方としては、断層変位ハザード評価における格子寸法内で断層変位がランダムな位置で発生するとして、評価対象建屋のフラジリティ評価結果を補正するものである。上記の合理的な断層変位作用位置に係る不確実さを考慮した原子炉建屋による試算結果によると、断層変位作用位置に係る不確実さがリスク評価結果に与える影響は相対的に大きく、評価条件によっては無視できないことが分かった。

参考文献

[1] 蛯沢他(AESJ2019 春の年会,2019.3)、[2] 湯山他(AESJ2019 春の年会,2019.3)、[3] 美原他(AESJ2019 春の年会,2019.3)

* Ayumi Yuyama[1], Toshiaki Sakai[1], Katsumi Ebisawa[1], Ryusuke Haraguchi[2], Yoshinori Mihara[3]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Mitsubishi Heavy Industries, LTD., [3]Kajima Corporation

断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る不確実さの取り扱い
（3）機器・配管に係る不確実さ要因の分析・検討

Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation

(3) Analysis and examination of uncertainty regarding component and piping system

*原口 龍将[1]、美原 義徳[2]、湯山 安由美[3]、酒井 俊朗[3]、蛯澤 勝三[3]

[1]三菱重工業（株），[2]鹿島建設（株），[3]電力中央研究所

断層変位フラジリティ評価において、現状では保守的に評価対象物の直下で断層変位が発生すると仮定している。これについて、より現実的な評価とするために断層変位の作用位置に関連する不確実さを、機器・配管系のフラジリティ評価に取り込む方法と実際のフラジリティ評価における適用性に関する検討を行った。

キーワード：断層変位、PRA、フラジリティ、不確実さ

1. まえがき

原子力学会では、断層変位 PRA 実施基準策定を進めている。著者等も断層変位 PRA 手法開発の一環として、各種定量的評価の蓄積を図っている。本報は 4 編のシリーズ発表のうちの(3)機器・配管系に係る不確実さ要因の分析・検討であり、シリーズ発表は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。本報では、断層変位による機器・配管系のフラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る不確実さの取り扱いについて提案する。

2. 断層変位フラジリティ評価（機器・配管系）

2-1. 現行のフラジリティ評価

現行の機器・配管系に対するフラジリティ評価では、断層変位が評価対象部位に対して最も厳しくなる場所に作用するという前提で定量化を行っている。例えば、建屋間渡り配管のフラジリティ評価では、建屋の境界に沿って断層変位が作用することを仮定しており、結果として非常に保守的なフラジリティが得られることになる。[1]

2-2. フラジリティ評価における断層変位作用位置の取り扱い

断層変位によるリスクを正しく把握するために、断層変位作用位置による影響を機器・配管系の損傷確率の評価において適切に考慮する方法を検討した。基本的な考え方としては、断層変位はハザード評価格子内のランダムな部位で発生するとして、評価対象の構造物基礎へ断層変位が作用する確率を評価し、断層変位が作用することを前提とした条件付損傷確率を補正するというものである。

上記の検討により、断層変位作用位置の影響を含めた評価手法として整理し、有効性を確認するために従来評価を見直す形での試評価を行った。結果としてフラジリティが改善されることとなり、作用点に関する議論は断層変位のリスク評価において無視できない影響を持つといえる。

参考文献

[1] 原口他(AESJ2018 秋の大会,2018.9)

---

*Ryusuke Haraguchi[1], Yoshinori Mihara[2], Ayumi Yuyama[3], Toshiaki Sakai[3], Katsumi Ebisawa[3]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD., [2]Kajima Corporation, [3]Central Research Institute of Electric Power Industry.

断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る不確実さの取り扱い
(4) CDF への影響に係る分析・検討

Treatment of uncertainty regarding action part of fault displacement (FD) to building foundation on FD fragility evaluation

(4) Analysis and examination regarding effect on CDF

*田中　太[1]，原口　龍将[1]，美原　義徳[2]，湯山　安由美[3]，酒井　俊朗[3]，蛯澤　勝三[3]，
[1]三菱重工業（株），[2]鹿島建設（株），[3]電力中央研究所

断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用位置に係る不確実さは、断層変位事象の事故シーケンス評価における起因事象の発生頻度及び緩和機能の信頼性の不確実さとして炉心損傷頻度に影響を及ぼす。断層変位の作用位置に関連する不確実さを考慮したフラジリティ評価を用いた事故シーケンス評価を実施し、その不確実さが炉心損傷頻度に及ぼす影響の分析を行った。

キーワード：断層変位、PRA、事故シーケンス評価、不確実さ

1. まえがき

原子力学会では、断層変位 PRA 実施基準策定を進めている。著者等も断層変位 PRA 手法開発の一環として、各種定量的評価の蓄積を図っている。本報は 4 編のシリーズ発表のうちの(4) CDF への影響に係る分析・検討であり、シリーズ発表は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。概要では、断層変位事象に対する事故シーケンス評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る不確実さの影響とその分析・検討結果について報告する。

2. 事故シーケンス評価における断層変位作用点に係る不確実さの影響

2.1. 現行の事故シーケンス評価

現行の事故シーケンス評価では、断層変位が評価対象部位に対して最も厳しくなる場所に作用するという前提で評価した機器・構造物のフラジリティにもとづき、起因事象発生頻度及び緩和機能の信頼性を評価し、事故シーケンス頻度の評価を行っている。結果として、算出される炉心損傷頻度は、断層変位作用位置に関しては保守的な評価となっており、作用位置の不確実さに係る定量的な知見は得られていない。

2.2. 断層変位作用位置に係る不確実さの影響の分析

断層変位によるリスクを正しく把握するために、事故シーケンス評価において、断層変位作用位置に係る不確かさの影響を適切に取り扱う必要がある。本シリーズ発表で紹介するフラジリティ評価に関わる検討結果にもとづき、仮想的な原子力発電プラントを想定した断層変位 PRA モデル[1]を用い、断層変位作用位置の不確実さを考慮した事故シーケンス評価を実施した。断層変位作用位置の不確実さを考慮して見直したフラジリティ評価を用いることにより、炉心損傷頻度のより現実的な評価ができるとともに、作用位置に係る不確実さの影響分析が可能となる。

参考文献

[1] 田中他(AESJ2018 秋の大会,2018.9)

* Futoshi Tanaka[1], Ryusuke Haraguchi[1], Yoshinori Mihara[2], Ayumi Yuyama[3], Toshiaki Sakai[3], Katsumi Ebisawa[3]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, LTD., [2]Kajima Corporation, [3]Central Research Institute of Electric Power Industry.

断層変位フラジリティ評価手順の妥当性確認
(1) 全体応答モデルの台湾集集地震石岡ダム被害への適用

Confirmation of V&V of Fault Displacement Fragility Evaluation procedure

(1) Application example of global response model to Shih-Gang dam damage in Chi-Chi Earthquake of Taiwan

*堤　英明[1]，二階堂 雄司[2]，美原　義徳[2]，原口　龍将[3]，酒井　俊朗[1]，蛯澤 勝三[1]

[1]電中研，[2]鹿島，[3]三菱重工

断層変位フラジリティ評価手法(FDFEM)の妥当性確認・認識論的不確実さ評価手順を提案し、同手順内の全体応答モデルを台湾/集集地震/石岡ダム被害に適用し、妥当性確認手順の有用性について検討した。

キーワード：台湾集集地震/石岡ダム被害、断層変位フラジリティ評価手法妥当性確認

1. まえがき　著者等は、断層変位フラジリティ評価手法(FDFEM)の妥当性確認・認識論的不確実さ評価手順を提案し、台湾/集集地震(1999 年)/石岡ダム被害に適用し、妥当性確認手順の有用性の検討を進めている[1]～[3]。本報は 2 つのシリーズ発表のその(1)であり、妥当性確認手順内の全体応答モデルを用いた妥当性確認の検討について述べる。本報は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。

2. FDFEM 妥当性確認・認識論的不確実さ評価手順　同手順は次の 5 ステップからなる。**STEP1**(断層変位被害関連情報の収集・分析)/**STEP2**(暫定耐力評価パラメータ設定)/**STEP3**(暫定応答評価パラメータ設定)/**STEP4**(ダム仕様フラジリティ SSHAC(Senior Seismic Hazard Analysis Committee)実施と原子力仕様への拡張)/**STEP5**(原子力仕様フラジリティ SSHAC 実施)。妥当性確認手順は **STEP1**～**STEP3** を、認識論的不確実さ評価手順は **STEP4**～**STEP5** を指す。本報では前半部について述べる。

STEP1 は **STEP11**(被害情報・データ収集)/**STEP12**(被害状況・観測波形分析)、**STEP2** は **STEP21**(損傷部位・損傷モード同定)/**STEP22**(損傷部位・モードに基づく損傷シナリオ同定)/**STEP23**(損傷モード毎の暫定耐力パラメータ幅設定)、**STEP3** は **STEP31**(全体応答モデル設定)/**STEP32**(局所応答モデル設定)/**STEP33**(応答中央値像モデル設定)/**STEP34**(中央値像モデルの重要応答パラメータ同定)からなる。

3. FDFEM 妥当性確認手順の有用性の検討　有用性の検討は石岡ダム被害に適用し行った。本報では、**STEP11**～**STEP31** までについて述べる。**STEP1** では**図 1** に示すダム被害情報を収集・分析した。逆断層により堤体全体が鉛直方向へ 10m 隆起、左岸側でダム軸方向へ 6m、下流方向へ 2m 変位しダム軸長が短縮、堤体基礎-基礎地盤間での剥離、堤体上流部へ水平 2m の孕み出し等。**STEP21** では損傷部位・損傷モードとして、ダム堤体のひび割れ、堤体基礎-基礎地盤間の剥離、堤体基礎の上流部への孕み出し、堤体基礎の損壊等を同定した。**STEP22** では損傷部位・損傷モードに基づく損傷シナリオとして、逆断層によってダム軸方向への圧縮と鉛直方向への変位が発生し、コンクリートひび割れ、堤体基礎 - 基礎地盤間での剥離、堤体基礎の孕み出し、基礎地盤破壊が発生した。 **STEP23** では損傷モード毎の暫定耐力パラメータとして、堤体コンクリート圧縮強度及び引張り強度を設定した。**STEP31** では損傷シナリオに基づく全体応答モデル（線形挙動）として簡易弾性はり要素モデルを設定した。同モデルを用いた感度解析によって、**STEP22** の損傷シナリオの再現性を検討した結果、損傷シナリオの再現性を確認し得たことから、全体応答モデルによって損傷シナリオの全体像を再現し得る見通しを得た。



図 1　石岡ダム被害の概要

参考文献　[1] 蛯沢他(AESJ2018 春の大会), [2]二階堂他(AESJ2018 春の大会), [3]二階堂他(AESJ2018 秋の大会)

*Tsutsumi Hideaki [1],Nikaido Yuji[2] ,Yoshinori Mihawa[2], Ryusuke Haraguchi[2],Toshiaki Sakai[1],Katsumi Ebisawa[1]　[1]CRIEPI,[2]Kajima,[3]MHI

断層変位フラジリティ評価手順の妥当性確認
(2) 局所応答モデルの台湾集集地震石岡ダム被害への適用例

Confirmation of V&V of Fault Displacement Fragility Evaluation procedure

(2) Application example of local response model to Shih-Gang dam damage in Chi-Chi Earthquake of Taiwan

*二階堂 雄司[1]，美原 義徳[1]，堤 英明[2]，原口 龍将[3]，酒井 俊朗[2]，蛯澤 勝三[2]
[1]鹿島，[2]電中研，[3]三菱重工

断層変位フラジリティ評価手法(FDFEM)の妥当性確認・認識論的不確実さ評価手順を提案している。同手順内の局所応答モデルを台湾/集集地震/石岡ダム被害に適用し、妥当性確認手順の有用性について検討した。
キーワード：断層変位フラジリティ評価、構造物基礎、不確実さ、コンクリート、地盤

1. まえがき 著者らは、断層変位フラジリティ評価手法(FDFEM)の妥当性確認・認識論的不確実さ評価手順を提案し、台湾集集地震(1999 年)の石岡ダム被害に適用することで、提案した手順の有用性検討を進めている[1]～[3]。本報はシリーズ発表のその(2)であり、妥当性確認手順のうち局所モデルを用いた妥当性確認の検討について述べている。本報は資源エネルギー庁委託研究成果の一部をまとめたものである。

2. FDFEM 妥当性確認・認識論的不確実さ評価手順 同手順は 5 ステップからなり、妥当性確認手順は **STEP1**～**STEP3** を、認識論的不確実さ評価手順は **STEP4**～**STEP5** を指す。各ステップの概要及び **STEP11**～**STEP34** の詳細構成については、本報その(1)で記述しているので参照されたい。

3. FDFEM 妥当性確認手順の有用性検討 検討は石岡ダムの被害を対象に実施した。本報その(1)では、**STEP11**～**STEP31** における損傷シナリオの再現について、全体応答モデルによって大局的な挙動を再現し、大凡の損傷シナリオを再現し得る見通しを得ている。本報では、**STEP32**（局所応答モデル設定）における非線形挙動を含めた、損傷シナリオの再現性の検討について述べる。局所応答モデルとして石岡ダム及び周辺地盤の弾塑性 3 次元有限要素解析モデルを設定し、**STEP22**（事故シナリオ）で同定された損傷部位・損傷モードである、コンクリートひび割れ、堤体基礎－基礎地盤間の剥離、堤体基礎のはらみ出し、基礎地盤の破壊、堤体部の破壊等を同定することができた。さらにこのモデルをベースに、事故シナリオの再現性確認のための材料強度に関する感度解析を行った。地盤及び堤体に弾塑性特性を考慮し、下限の検討には［地盤物性 Vs=300m/s＋堤体物性 Fc=20MPa］、上限の検討は［Vs=1000m/s＋Fc=50MPa］相当の特性を設定した。堤体端部の境界条件として、回転拘束なし/堤体-地盤間の摩擦係数 0.4/逆断層変位成分のみで横ずれ成分なしとした。**図 1** は、局所応答モデルによる塑性ひずみコンターであり、断層変位部の大きな破壊や、上盤側での比較的小さな損傷が評価できた。感度解析においても **STEP22** の損傷シナリオの再現性を確認し、局所応答モデルによって、局所的な損傷シナリオについても再現し得る見通しを得た。

4. STEP33(応答中央値像モデル設定)及び STEP34(中央値像モデルの重要応答パラメータ同定)の検討

全体損傷シナリオに対する簡易弾性はり要素モデル、局所損傷シナリオに対する有限要素解析モデルにより断層変位被害を再現する応答中央値像モデル設定の見通しを得た。また、感度解析の蓄積から、本モデルの応答に影響する重要因子として、地盤せん断波速度、堤体コンクリート強度、地盤強度、堤体―地盤間摩擦係数等を選定し、追加影響検討を実施予定である。

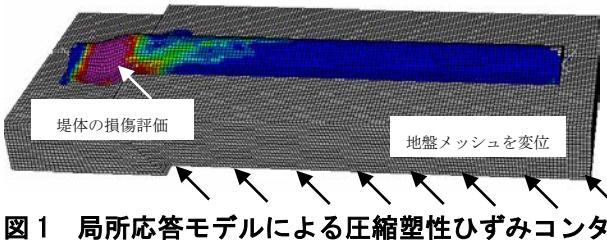


図 1 局所応答モデルによる圧縮塑性ひずみコンター

参考文献 [1] 蛯沢他(AESJ2018 春の大会), [2]二階堂他(AESJ2018 春の大会), [3]二階堂他(AESJ2018 秋の大会)

*Nikaido Yuji[1] ,Yoshinori Mihawa[1], Tsutsumi Hideaki[2],Ryusuke Haraguchi[3],Toshiaki Sakai[2],Katsumi Ebisawa[2] [1]Kajima,[2]CRIEPI,[3]MHI

断層変位下における格納容器機能喪失の事故シナリの分析・検討

Analysis and examination of accident scenario regarding functional failure of containment under fault displacement

*織田　伸吾[1]、藤岡　文平[1]　田中　太[2]，原口　龍将[2]，美原　義徳[3]、
吉田　伸一[4]，堤　英明[5]，酒井　俊朗[5]，蛯澤　勝三[5]
[1]日立 GE，[2]三菱重工，[3]鹿島、[4]大林、[5]電中研

断層変位下における格納容器機能喪失の事故シナリオの分析及び検討を進めている。この一環として、断層変位による原子炉格納容器の構造的な損傷シナリオと損傷時の影響について、事故シナリオの観点からの検討を実施したので報告する。

キーワード：断層変位 PRA、事故シーケンス評価、格納容器フラジリティ、事故シナリオ

1. まえがき　原子力学会では、断層変位 PRA 実施基準策定を進めている。著者等も断層変位 PRA 手法開発の一環として、事故シナリオを分析・検討し、事故シーケンス定量評価の手法を検討している。[1] 本報は、BWR プラントを事例に、断層変位による原子炉格納容器の構造的な損傷シナリオと損傷時の影響を分析し、事故シーケンスへの影響を検討している。

２．事故シナリオの同定の流れ

評価サイトにおける副断層（発生位置、変位量）を特定し、断層変位により影響を受ける建屋、影響を受ける機器（渡り配管を含む）、機器損傷モードを選定する。断層変位による損傷可能性のある機器リストを作成し、起因事象及び影響を受ける緩和系機能を特定する。

３．事故シナリオのスクリーニング

縦ズレ断層変位を想定し、断層との位置関係による影響設備を絞り込む。また、設備損傷要因ごとに、工学的な判断に基づき損傷の可能性のある設備をスクリーニングする。格納容器についても、損傷要因ごとに影響（他の緩和設備への影響も含む）を特定する。

４．事故シナリオの分析

仮想プラントとして、BWR5 プラントで格納容器（改良型マークⅡ）を仮定し、事故シナリオの分析事例を検討した。縦ズレ断層変位を想定し、代表的な BWR5 プラントを想定した事故シナリオの分析について概要を報告している。[2] この代表的な BWR5 プラントを想定した事故シナリオの分析に加えて、図 1 に示した原子炉建屋直下の断層位置における格納容器の損傷シナリオに基づき、事故シーケンスへの影響を検討した。この断層変位による格納容器の損傷シナリオの影響について、炉心損傷及び格納容器損傷へ至る事故シーケンスへの影響をまとめた。

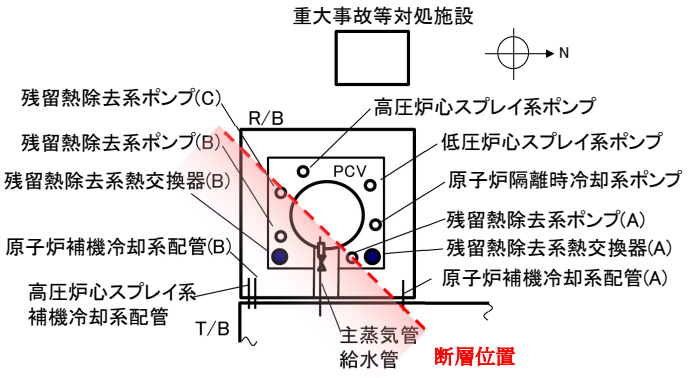


図１　原子炉建屋直下の想定断層位置

参考文献　[1] 田中他(AESJ2018 春の大会), [2] 織田他(AESJ2019 春の大会)

---

*Shingo Oda[1], Bumpei Fujioka[1], Futoshi Tanaka[2], Ryusuke Haraguchi[2], Yoshinori Mihawa[3], Yoshida Shinichi[4], Toshio Sakai[5], Katsumi Ebisawa[5]　[1]Hitachi-GE, [2]MHI, [3]Kajima, [4]Obayashi, [5]CRIEPI

断層変位に対するプラントのリスク評価に関する研究
― 建屋間渡り配管に関する高度化検討 ―

A Research Study of Plant Risk Evaluation for Fault Displacement
― An Advanced Evaluation for the Structural Integrity of Crossover Piping System ―

*佐藤 邦彦[1]，鈴木 優[1]，原口 龍将[2]，上屋 浩一[3]，小川 勤[3]，神谷 昌伸[3]
[1]MHI NS エンジ，[2]三菱重工，[3]日本原電

断層変位に対するプラントのリスク評価に関しては、日本原子力学会でまとめられた報告書[1]を参考に、これまで実プラントを対象として継続検討[2],[3]を行い、渡り配管や機器に及ぼす影響評価に係る知見を蓄積してきている。今回、渡り配管の高度化検討として、配管本体に加え、サポート及び定着部を含めた配管・サポート系を模擬し、更に、断層変位の方向や地震動による影響との順序を設定するなど、より現実的な評価手法を適用したので、その結果を報告する。

キーワード：断層変位，リスク評価，渡り配管，配管サポート

1. 緒言

仮想プラントの原子炉建屋直下に断層変位を想定した場合、その挙動に対する影響が大きいと想定される原子炉補機冷却水配管（CCWS）を対象に、渡り配管の弾塑性応答解析を行った。建屋境界近傍の配管・サポート系には、縦ずれ及び横ずれの断層変位によって大きな荷重が生じ、構造損傷が懸念されるため、健全性評価を行った。

2. 実施内容

断層変位と地震動との重畳に対して以下のケースを想定し、断層変位による発生ひずみと地震動による累積疲労損傷係数の重畳による累積損傷則を適用して、配管・サポート系の健全性を評価した。

・断層変位が生じ、引続いて地震動が襲来する場合
・地震動が襲来し、その後に断層変位が生じる場合
・地震動と断層変位が同時に襲来するとした場合

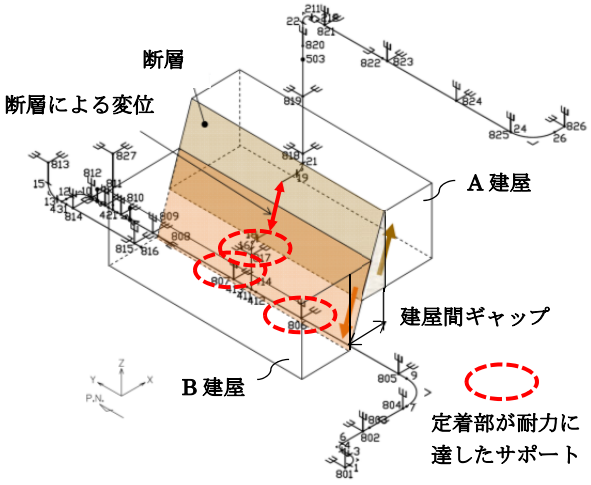


図 1　CCWS 配管モデル図（縦ずれの例）

3. 結論

断層変位に対して構造上クリティカル部位と想定される配管・サポート系について、断層変位と地震動との重畳の組合せを考慮した現実的な影響評価を行った結果、縦ずれ断層に引続いて地震動が襲来する場合が最も厳しい結果となった。断層変位 30cm 以上では、図 1 に示す 3 か所のサポート定着部が耐力に達した。また、配管・サポート系の損傷メカニズムから、これらのサポートを除外して地震応答解析を行った結果、100cm 程度の断層変位に対しても構造損傷はなく、その後に生じる地震動との重畳評価でも配管・サポート系の健全性は十分に保たれることが確認できた。

参考文献

[1] 日本原子力学会：断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策、2017 年 3 月、[2] 佐藤邦彦ら：断層変位に対する機器・配管系の解析評価事例 (1)機器の解析評価事例、日本原子力学会 2017 年春の大会、[3] 新間聡ら：断層変位に対する機器・配管系の解析評価事例 (2)配管の解析評価事例、日本原子力学会 2017 年春の大会

---

*Kunihiko Sato[1], Yutaka Suzuki[1], Ryusuke Haraguchi[2], Kouichi Kamiya[3], Tsutomu Ogawa[3] and Masanobu Kamiya[3]
[1]MHI NS Engineering, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Japan Atomic Power Company

地震リスクにおける乱数生成法の開発

Development of Random number generation for Seismic risk assessment

*寺山 翔大[1]，大鳥 靖樹[1]，牟田 仁[1]

[1]東京都市大学

既存のツールで生成された乱数に、確率分布補正とモーメント補正を繰り返し行うことにより、地震リスク評価に適した独立性と一様性の高い乱数を生成する方法を開発し、妥当性を確認した。

キーワード：地震リスク評価、乱数生成法、擬似乱数、独立性、一様性

1. 緒言

原子力発電所の安全性を向上する上で、リスク評価を行い、脆弱部を特定・補強していくことが重要である。リスク評価には、数値積分を行う方法やモンテカルロシミュレーション(MCS)を行う方法等があるが、確率モデルの構築が難しいケースや、非線形・不連続な現象を扱うケースでは、前者の方法が適用しにくいため、後者の MCS に基づく方法に頼らざるをえない。MCS において、少ないシミュレーション回数で安定した解を得るためには、良質な乱数の使用が不可欠となる。特に、地震リスク評価では、発生頻度の低い事象を扱うため、乱数の独立性と一様性が重要な要因となる。

本稿では、地震リスクのように極低頻度の確率分布が重要となる事象に適した乱数生成法を開発し、妥当性を確認したので報告する。

2. 乱数生成方法

一般に、所定の確率分布特性を有する乱数を発生させる場合、一様乱数を発生させた後に、所定の確率分布に変換し、所定のモーメント特性を有する乱数に変換するプロセスを経る。本稿では、前記の方法の逆の操作を繰り返し行うことにより、独立性と一様性の高い乱数を生成する方法を提案する。図に提案する乱数生成のフローを示す。図に示すように、生成した乱数にモーメント補正と確率分布補正を繰り返し行うことにより、片方の補正で崩れた別の特性に再度補正を行うことで独立性と一様性が高い乱数を発生させることができる。

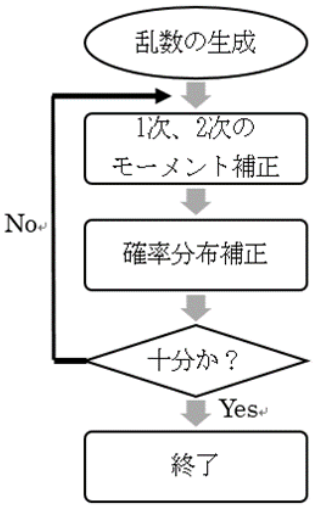


図　提案する乱数生成フロー

3. 適用例

確率変数 1,000 個の乱数セット 10 万個をメルセンヌツイスタで生成し、提案手法を適用した結果、0 相関係数の比対角項の最大値は、初期の 1.54×10^{-2} に対して、５回の繰り返し計算後は 1.03×10^{-5} となった。また、頻度区分を 1000 とした時の頻度の最大値と最小値は、初期が（1079、915）に対して、補正後は（1002、999）と大幅な改善がみられた。

4. 結論

本稿では、地震リスク評価に適した乱数生成法を提案し、妥当性を確認した。今後は、実際の問題に適用し、有効性を確認していく予定である。

参考文献

[1]星谷勝・中村孝明、構造物の地震リスクマネジメント、山海堂、2002 年

[2]Dirk P. Kroese ほか、モンテカルロ法ハンドブック、伏見正則・逆瀬川浩孝監訳、朝倉書店、2014 年

*Shota Terayama[1], Yasuki Ohtori[1] and Hitoshi Muta[1]

[1]Tokyo City Univ.

Planning Lecture | Board and Committee：Ethics Committee

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[2O_PL] Interplay of technology and ethics Case of artificial intelligence

Chair:Kyoko Oba(JAEA)

[2O_PL01] Introduction

Interplay of technology and ethics

*Shin-etsu Sugawara[1] (1. CRIEPI)

[2O_PL02] Ethics in technological development

Case of artificial intelligence

*Minao Kukita[1] (1. Nagoya Univ)

[2O_PL03] Potent applications of artificial intelligence in maintenance

*Kazuyuki Demachi[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2O_PL04] Panel Discussion

2019年秋の大会

倫理委員会セッション

技術の現場と倫理との相互作用：AI 技術を例に

Interplay of technology and ethics: Case of artificial intelligence

（1）趣旨説明：技術と倫理との相互作用

(1) Introduction: Interplay of technology and ethics

*菅原 慎悦[1]
[1]電中研

数多の技術分野のなかでも、原子力技術はその研究・開発と社会的利用をめぐり、古くから倫理の観点がとりわけ強く意識されてきたものの一つと言えよう。例えば高レベル放射性廃棄物の地層処分分野では、将来世代の選択の自由や世代間／世代内の公平性に係る様々な議論が、処分技術の選定や事業実施方法の立案に大きな影響を与えてきた（寿楽, 2013）。放射線防護の専門家コミュニティでは、「行為の正当化」や「防護の最適化」をめぐって、功利主義や平等主義等の立場から多くの議論が積み重ねられている（例：Maolne et al, 2018）。原子力安全の根柢にある“How safe is safe enough?”の問いに対しても、社会的なリスクの受忍／受容をめぐる議論や安全目標の策定過程において、倫理的観点への言及を見ることができる（例：NUREG/CP-0018）。

しかしながら、倫理という観点から技術利用が論じられるとき、原子力技術はしばしば、倫理的に問題のある技術の代表格として表象されてきた。古くは原子力技術に内在する dual use 問題に始まり、放射性廃棄物の管理・処分をめぐる世代間倫理、原子力施設の立地をめぐる分配的正義等の問題は、倫理的観点からの強い批判が向けられてきた点である。福島原子力事故後には、原子力技術利用ないし原子力という科学・技術自体をめぐる倫理に関する問いかけが、国内外を問わず多くの論者から投げかけられた（例：Taebi et al, 2012）。事故直後に設置されたドイツの「安全なエネルギー供給に関する倫理委員会」が、同国の原子力政策変更に一定の正統性を付与する役割を担ったことも、未だ記憶に新しい。

原子力技術の研究・開発や関連する工学システムの設計・利用に当たって、倫理をめぐる議論に少なくない努力が費やされてきたにも関わらず、倫理的観点からの批判・論難が絶えることのない現実を、原子力学会の倫理委員としてどのように受け止めればよいだろうか。倫理的議論からの洞察をより深く反映した原子力技術とは、もしそれが可能であるとすれば、いったいどのような姿たりえるのだろうか。それを実現するための技術と倫理との相互作用は、どうあるべきだろうか。本セッションはこうした問題意識に立ち、技術と倫理との相互作用のあり方に焦点を当て、他分野の経験を参照しつつ、今後の原子力技術を倫理の観点も含めて「より良い」方向へと向けていくためには何が必要かを考える機会としたい。

他分野に目を向けると、近年発展の著しい AI 技術や生命科学・生命工学等の分野においては、学協会や産業界が倫理専門家を巻き込んで議論を重ね、独自の倫理原則や行動指針等を策定し、技術の目指すべき方向性を見定めようとする動きが盛んにみられる。例えば再生医療学会は、「再生医療人」としてのプロフェッショナリズムを核として行動基準を定めており、人工知能学会は、人工知能研究に携わる研究者としての規範に焦点を当てた倫理指針を策定している。海外でも、IEEE (Institute of Electrical and Electronics Engineers) や ACM (Association for Computing Machinery) に加え、Microsoft をはじめとする民間企業等が、AI に関する倫理や社会的影響を含めた検討を行っている（江間, 2017）。こうした倫理指針等の策定過程では、いずれの事例においても、技術の研究開発や産業利用に携わる研究者・実務者らと倫理専門家との密接な相互作用が見受けられる。

そこで本セッションでは、AI 技術分野において倫理の観点から技術専門家との協働に取り組まれてきた久木田教授（名古屋大）より、同分野における技術と倫理の相互作用の実際について語っていただく。次

いで、出町准教授（東大）より、原子力の保全分野における AI 活用に向けた取組事例をご紹介いただく。これらを踏まえた上で、技術専門家や実務者と倫理専門家との協働のあり方、職能団体や学協会等における倫理委員会の関わり方等について、パネル討論の場で議論を行いたい。

日本原子力学会に倫理委員会が発足して約 20 年が経とうとする今日、国内的には、福島原子力事故を踏まえて従来の原子力技術利用を支えてきた様々な基本的仮定を改めて問い直す意味で、また世界的動向に目を向ければ、小型炉や新型炉が研究段階から商用段階へと歩を進めつつある文脈も踏まえ、原子力技術と倫理との相互作用のあり方について、倫理委員会として自省的な議論を行うべき時機であると筆者は考えている。

参考文献

NUREG/CP-0018, Workshop on Frameworks for Developing a Safety Goal, Held at Palo Alto, California, April 1-3, 1981.

J. Maolne et al., 2018, *Ethics for Radiation Protection in Medicine*, CRC Press.

B. Taebi et al., 2012, The ethics of nuclear power: social experiments, intergenerational justice, and emotions, *Energy Policy* (51), pp. 202-206.

江間有沙，2017，倫理的に調和した場の設計 : 責任ある研究・イノベーション実践例として，人工知能 2017 年 9 月号，32(5)，pp.694-700.

寿楽浩太，2013，高レベル放射性廃棄物処分の「難しさ」への対処の道筋を探る―求められる知の社会的な共有と「価値選択」の議論，科学 2013 年 10 月号，83(10)，pp.1164-1173.

---

*Shin-etsu Sugawara[1]

[1]CRIEPI

2019 年秋の大会

倫理委員会セッション

技術の現場と倫理の相互作用：AI 技術を例に

Interplay of technology and ethics: Case of artificial intelligence

(2) 技術開発に倫理を組み込むこと：人工知能の事例から

(2) Ethics in technological development: Case of artificial intelligence

*久木田 水生[1]

[1]名古屋大学,

1. はじめに

近年、人工知能の発展が著しく、その活用の場面は、産業、運輸・交通、通信、医療・介護、軍事、警察、娯楽、家事など、多岐にわたっている。人工知能は産業や経済を大いに活性化させ、私たちの生活をより便利なものにすることが期待されている一方で、社会や人間に対して様々なネガティブな影響を与えることも懸念されている。そういった懸念を反映して、国内外で、そして様々なセクターで、人工知能の開発と活用に関する倫理についての議論が活発に行われ、倫理指針や倫理原則が策定されている。本発表では、人工知能がどのような倫理的問題を引き起こしているのか、それに対してどのような倫理指針が考えられているのか、そしてそれらはどのような意義を持っているのかを、具体的な事例に即して論じる。

2. 人工知能の倫理的問題

「人工知能」は一般的には様々なデータに基づいて予測、推測、計画、意思決定を自動的に行うシステムと考えられる。ではこのようなシステムがなぜ倫理的に問題になるのであろうか。ここでは人工知能に関して懸念されている倫理的問題の代表的なものを挙げよう。

第一に、安全性、制御可能性についての懸念がある。人間の監督なしに意思決定を行うシステムが、予測できない挙動を示して、それが大きな被害を生み出す可能性がある。特に現在のように社会のシステムがテクノロジーに大きく依存しており、そして多くの異なるテクノロジーが相互作用している状況では、そのような被害がどれほど広範囲かつ甚大なものになるかは計り知れない。例えば株式などの取引にはコンピュータープログラムが使われているが、複数のプログラムが相互作用した結果として、急激な株価の暴落を引き起こすことがある。同じようなことが例えば交通、電力、医療、軍事などに応用された自律的システムに生じたら、果たしてどのような被害が生じるかは計り知れない[1]。

第二に、人工知能の判断をどのように検証するか、という問題がある。例えばディープニューラルネットワークのような複雑なシステムを利用した人工知能に関しては、その判断の根拠・理由が人間には理解できないものになるという問題がしばしば指摘される。ということは人工知能が誤った判断を下した時、なぜそのような判断を下したのかが検証できないということである。

第三に、人工知能の判断に関する責任の問題がある。一つの人工知能システムには多くの人々が関与している。システムの開発者、システムを製造・販売する企業、システムが学習するためのデータの提供者、ユーザーなどである。それゆえに人工知能が何か危害を引き起こした時、こういった多くのステークホルダーの誰が責任を取るべきかという問題が生じる。

第四に、プライバシーの問題がある。多くの人工知能システムは、不特定多数の人間から収集したビッグデータに基づいて学習を行っている。その場合、人工知能の成功は、いかに多くの質の良いデータを手に入れるかにかかっていると。そのため IT 企業は人々のデータを収集することに貪欲である。しかしこういったデータの収集が個人のプライバシーの権利を侵害することが懸念されている。

1　ウェンデル・ウォラックとコリン・アレン著『ロボットに倫理を教える』(岡本・久木田訳、名古屋大学出版会、2018 年）の序章には、そのようなカタストロフ的なシナリオが描かれている。

第五に、人工知能によって引き起こされる格差や差別の問題がある。人工知能の判断は、しばしば人間と違って偏りがない、公平だ、客観的だ、と宣伝されるが、これは間違いである。アルゴリズムにはそれを設計した人間の見解や先入観が反映される。また学習の過程で利用したデータには社会の持つバイアスが反映される。結果として人工知能の判断はしばしば不公平で差別的なものになり、社会の不公平さを固定化、あるいは助長することになる[2]。

第六に、軍事への応用の懸念がある。現在、いくつかの国が、自動的に標的を探して攻撃する、いわゆる致死的自律型兵器システムの開発を進めている（ただし現在のところ、実用化されているものは存在しないと一般には考えられている）。このような兵器が戦争に関する規則を定めた国際法に抵触するものであるかどうか、あるいは機械が人間の生死に関する決定権を握ることが人間の尊厳のような普遍的な道徳原理に反するかどうか、国際的に盛んに議論が行われている[3]。

こういった懸念を背景にして、人工知能の倫理についての議論が活発に行われ、そして様々な倫理指針、倫理原則が策定されている。

3. 倫理指針の策定

前節で紹介した様々な懸念に対して、適切な倫理的指針を定める動きが、国内外で、そして様々なセクターで行われている。本節ではその一部を紹介する。

倫理指針の先駆けの一つはアメリカの NGO、Future of Life Institute（FLI）が発表した「アシロマ AI 原則」である。FLI は「命を守り、未来についての楽観的なビジョンを発展させるための研究とイニシアティブを促進し支援する」ことをミッションに掲げる団体[4]であ、2017 年 2 月 3 日に人工知能の研究課題、倫理と価値、長期的な課題に関するガイドラインとして「アシロマ AI 原則」を発表した。Research Issues、Ethics and Values、Long-term Issues の三分野に分かれて、全部で 23 の原則がある。Ethics and Values の分野では安全性、透明性、責任、価値との調和、プライバシー、自由、利益の共有、人間による制御、社会的市民的プロセスの尊重、AI 軍拡競争などに関する原則が挙げられている[5]。

アカデミックでは、IEEE Global Initiative for Ethical Considerations in Artificial Intelligence and Autonomous Systems がある。IEEE は``Ethically Aligned Design"という文書を 2019 年に発表した[6]。その中で「人工知的自律システム」のための包括的な倫理原則を提示している。それには「人権」、「福利」、「データの主体性」、「効率性」、「透明性」、「アカウンタビリティ」、「濫用に対する注意」、「安全で効果的な利用のための能力」が挙げられている。

日本では人工知能学会の倫理委員会が 2017 年に 9 か条からなる「倫理指針」を発表している[7]。そこでは「人類への貢献」、「法規制の遵守」、「他者のプライバシーの尊重」、「公正性」、「安全性」、「誠実な振る舞い」、「社会に対する責任」、「社会との対話と自己研鑽」、「人工知能への倫理遵守の要請」が挙げられて

---

2 この点についてはキャシー・オニール、『あなたを支配し社会を破壊する AI・ビッグデータの罠』（久保尚子訳、インターシフト、2018 年）が詳しい。

3 例えば川口礼人「今後の軍事科学技術の進展と軍備管理等に係る一考察―自律型致死兵器システム（LAWS）の規制等について―」（『防衛研究所紀要』第 19 巻第 1 号、2016 年、pp. 213-231）を参照。

4 https://futureoflife.org/

5 https://wba-initiative.org/2522/ に和訳がある。

6 The IEEE Global Initiative on Ethics of Autonomous and Intelligent Systems. *Ethically Aligned Design: A Vision for Prioritizing Human Well-being with Autonomous and Intelligent Systems*, First Edition. IEEE, 2019. https://standards.ieee.org/content/ieee-standards/en/industry-connections/ec/ autonomous-systems.html

7 http://ai-elsi.org/archives/471

いる。

総務省情報通信政策研究所は 2016 年から AI ネットワーク化検討会議／AI ネットワーク社会推進検討会議を 2016 年から開催している。「2040 年代を見据え、AI ネットワーク化の進展を通じて目指すべき社会像や基本理念の整理」、「AI ネットワーク化が社会・経済にもたらす影響及びリスクの基礎的な評価や検討すべき課題の整理」を進めた[8]。同年 6 月には報告書 「AI ネットワーク化の影響とリスク ー智連社会（WINS ウインズ） の実現に向けた課題ー」[9]が 2017 年 7 月にも報告書「AI ネットワーク化に関する国際的な議論の推進に向けて」が提出された[10]。

4. 何のために倫理指針を作るのか

上記のような動きの多くにおいて、工学者、法学者、倫理学者、哲学者など多様な分野の専門家や、市民、行政などが長期間にわたる議論を行なって原則や指針の策定に至っている。特に人工知能研究者、エンジニアが率先して人工知能の倫理に関する議論をリードしようとする姿勢が顕著である。もちろん人工知能研究者の中には倫理指針といったものを、彼らの研究を束縛するものと考えて警戒する人々もいる。しかし筆者の経験から言えば、多くの人工知能研究者が倫理に関する議論に対して積極的である。同じことはロボット工学者についても言える。

現在は三度目の人工知能ブームと言われている。しかし前の二回のブームと異なり、今回は人工知能が予想を上回るような大きな成果を上げ、ビジネスとしても巨額の利益を生んでいる。しかしその反面、世間の人工知能に対する警戒心も大きい。これには人工知能の進歩のスピードがあまりにも速く、将棋や囲碁など高度な知性を要求すると思われる領域で人工知能が次々に人間を凌駕するようになっていること、レイ・カーツワイルなどが「数十年後には人工知能が人間の知能を遥かに超えるようになる」と喧伝していること、ビル・ゲイツ、イーロン・マスク、スティーブン・ホーキングなどが「人工知能は人間を滅ぼす可能性がある」、「核兵器よりも危険」などという言葉で危険性を強調したこと、「人工知能が仕事を奪う」といった予想がなされていること、人工知能が軍事に応用され致死的自律型兵器システムの開発が進められていることなどが影響しているだろう。そしてまた実際に人工知能が犯罪予測、保険やローンの審査など、人間を対象としたリスク評価のために利用されているという、多くの人にとってより現実的で差し迫った問題もある。

人工知能研究者を中心とした、倫理指針策定の動きはこういった世間の不安や警戒に呼応してのものだと思われる。彼らは人工知能という大きなポテンシャルを持ったテクノロジーの発展が、不安や警戒心のために阻害されてしまうことを危惧している。多くの不安は必要以上に強調されているきらいがある。研究者は人工知能のポテンシャルとリスクを正しく社会に伝える必要があると同時に、彼らが社会に対して持っている責任を自覚していることを示す必要がある。倫理指針はそのためのものなのであろう。

もちろん人工知能の悪用や濫用は現実的な懸念であり、それを抑制する必要はある。しかしそれは倫理ではなく法律や規制によって対処するべき問題である[11]。工学者や法学者、倫理学者、科学技術社会論研究者、市民、政策決定者、企業などの多様なステークホルダーが議論を重ねて作っていく倫理指針は、将来においてどのような社会を作っていくかというヴィジョンをともに作り上げ、その実現に向けたお互いのコミットメントを示す過程の一部である。

---

8 http://www.soumu.go.jp/main_sosiki/kenkyu/iict/

9 http://www.soumu.go.jp/menu_news/s-news/01iicp01_02000050.html

10 http://www.soumu.go.jp/menu_news/s-news/01iicp01_02000067.html

11 EU では 2018 年に EU 一般データ保護規則（GDPR）が施行され、EU 内に居住する人々のデータの収集や利用に関して厳しい規制が課されることになった。これは直接的に人工知能を対象にしたものではないが、上述の通り、多くの人工知能のアプリケーションにおいてはデータからの学習がキーとなるため、GDPR は人工知能の運用に大きな規制をかけることになる。Cf. https://eur-lex.europa.eu/legal-content/EN/TXT/?uri=uriserv:OJ.L_.2016.119.01.0001.01.ENG

*Minao Kukita[1]

[1]Nagoya Univ.,

2019年秋の大会

倫理委員会セッション

技術の現場と倫理の相互作用：AI 技術を例に

Interplay of technology and ethics: Case of artificial intelligence

（3）保全分野における AI 導入に向けた取り組み事例

(3) Potent applications of artificial intelligence in maintenance

*出町 和之
東京大学

1. はじめに

現在、第 3 次 AI ブームが話題である。第 1 次 AI ブームは古く、チェスコンピュータなどゲームプログラムが開発された 1950 年代のブームを指す。このときに人工知能（Artificial Intelligence: AI）という言葉が誕生した。第 2 次 AI ブームは、第 5 世代コンピュータの開発を目指した通商産業省による 1982-1992 年の 570 億円プロジェクトによりもたらされた。第 2 次ブームでは、脳神経細胞構造を真似たニューラルネットワークや、サポートベクターマシン、ベイズモデルなど様々な手法が開発され、これらは AI の中の一つの分野として機械学習(Machine Learning)と呼ばれた。第 3 次 AI ブームは、計算機性能の向上により多層構造化が可能となったニューラルネットワーク、およびネットワーク環境の向上により可能となったビッグデータ利用によって 2006 年頃から始まったものであり、これらは深層学習(Deep Learning)と称される。最近ではこの深層学習のことを AI と呼称とすることも多い。よって本稿でも深層学習の代わりに AI という言葉を使用する。

AI には、人間が自然に行っている学習能力と同様の機能をコンピュータで実現することが期待されており、画像認識、音声認識、自然言語処理、リスク予測などの分野で大成功を収めている。身近な例では、各自動車メーカーが開発している自動運転技術のように、画像認識や音声認識によって通行人、対向車、信号、標識の認知や、先行車発進検知を行うなど、人間と変わらない認識をコンピュータが代理で行う時代になってきた。また、コールセンター・オペレーション業務の AI によるサポートのように、顧客との会話内容を分析して問題解決のための情報を提示することで、顧客の満足度向上に繋がった例や、原子力規制委員会が本年 4 月から電力会社から事前説明を受ける「ヒアリング」での職員とのやり取りを AI によって文字起こししてホームページで公開するなど、AI の進出はますます盛んになる気配を見せている。

2. 保全分野における AI の導入対象

著者の考える AI 応用先となる可能性のある 10 の原子力保全分野を、保全の PDCA サイクルにおける 4 つの過程、計画（Plan）、監視(Do)、 診断(Check)、対応(Action)に分類して表 1 に示す。もちろん、AI 応用先にはこの他にも多くのものがあり得る。

表 1：AI 応用先となる可能性のある 10 の原子力保全分野

計画（Plan）	監視(Do)	診断(Check)	対応(Action)
① 計画自動作成	③材料損傷	⑦寿命評価	⑨CAP 自動化
② 業務支援	④機器故障予兆	⑧異常診断	⑩SDP 自動化
	⑤作業アドバイス		
	⑥行為監視 （労働安全、核セキュリティ）		

① 計画自動作成

機械学習・AI の最大の特性は、過去の経験・知見を学習してもっとも正解に近い解答を導き出すことである。

原子力保全においても、例えば定期検査で発見された不具合や損傷・劣化のデータと、これを反映させた結果としての次回定期検査内容という学習データは、過去の保全経験の記録など豊富に現存する。このように「入力＝保全結果 → 出力＝保全計画」とする学習データを用いて AI を教育することで、過去の経験・知見を反映させた保全計画を、保全結果を入力するだけで自動作成できる可能性がある。東芝エネルギーシステムズでは、サイバー・フィジカル・システム(CPS)と称するシステムを開発し、保全時における電気系アイソレーション計画を作成するなどの実績を上げている [1] 。

② 業務支援

原子力発電所の保全では、非常に多くの業務判断が要求される。業務判断とは点検や保全レポートなどのデータを参考に、必要な業務命令書を作成し記述することである。この中には原子力安全のための手続きとして重要なものもあるが、その他の安全に直接影響の無い、すでにルーチンワーク化した業務については自動化しても大きな問題はないと考えられる。よって、①と同様、過去の検や保全レポートとそれに基づく判断事例とを学習データとして AI を教育することで、ルーチンワーク化している一部の業務判断を自動処理に置き換えられる可能性がある。

③ 材料損傷推定

原子力発電所では、安全上重要な機器の配管などにおいて冷却水の漏洩が無いよう、超音波探傷・渦電流探傷などにより配管のき裂・欠陥の有無を定期的に検査している。検査で取得されるデータは膨大な数量に昇り、データから欠陥の有無・欠陥のサイズ・欠陥の形状などの詳細を推定するには逆問題解析が用いられるために、コンピュータを使った長時間の計算時間が必要となる。AI は、学習にはある程度の時間は要するものの、学習後の出力は非常に高速であり、従来の逆解析手法と比して格段に高速なリアルタイム欠陥サイズ推定が可能となっている[2]。日立製作所は原子炉溶接部の超音波探傷信号に AI を適用した欠陥サイズ同定技術を実用化した。[3]。また日本電気（株）は、光学カメラ画像解析によりインフラ構造物の老朽化や劣化を遠隔計測する技術[4]を開発済である。さらに近畿大学・和田義孝教授は、構造材料におけるき裂進展を、AI を用いて予測する手法を開発している[5]。

④ 機器故障予兆検知

原子力発電所の機器・設備は、予防保全・事後保全・状態監視保全の実施により、機器の故障状態が報告されたデータと、その機器が正常状態から故障状態に至るまでの時系列の測定データとが存在している。材料損傷と同様、これらを学習データとしてAIが学習することで、測定データを入力すればその機器が故障の予兆を呈しているか否かを判定することが可能となる[6]。これらは予知保全と呼ばれ、製品化しているものには Math Works（株）が提供する故障予測アルゴリズム[7]や Data Robot 社の提供する AI プラットフォームである Data Robot[8]などがある。また、我が国の原子力の現場で導入が進められている予兆監視システムの例として、中国電力(株)と日本電気株式会社（NEC）が共同開発するネットワーク障害対応用エンジン(System Invariant Analysis Technology, SIAT)がある[9,10]。

⑤ 作業工程指示

これは、保全作業員に最適な作業工程を AI が指示するシステムである。作業員は保全作業時にスマートフォンやタブレット端末を携行し、点検・検査結果のデータや撮影した画像データを、無線 LAN や Bluetooth を通してAI解析サーバーに入力する。AI解析サーバーが過去の対応処置データベースから最適の処置を選択し、適切な指示を作業者に伝達すれば、効率の良い保円作業を行うための強力なツールとなるはずである。

その他にも、作業員が端末を通して実施すべき処置などを文章で質問した場合に、AI も文章で回答するという会話形式のサポートシステムが開発されつつある。有名な例としては IBM 社の”IBM Watson“などがある[11]。保全に限らない分野では、いわゆる”チャットボット”技術が複数の企業で開発されており、顧客からの質問に対する企業の回答を AI が自動で行うシステムが、すでに現実の技術になっている[12]。

⑥ 行為監視（労働安全、核セキュリティ）

保全作業現場や廃炉現場では作業員による負傷や被曝の危険性が伴う。そこで、監視カメラ画像で撮影した作業員の動作や作業環境を AI で解析することにより、その動作や環境の危険度を判定・評価し、作業員や監視センター等にアラームを発報して注意喚起するシステムを、東京大学・出町研究室では開発中である。出町研では、原子力発電所や核燃料使用施設における内部脅威者など敵対者による妨害破壊行為の検知システムとしても、この技術の応用を目指している[13]。

⑦ 寿命評価

AI による材料損傷評価（③）をさらに進めて、その材料の AI による寿命予測に繋げられる可能性がある。すなわち、出力データにその材料が亀裂などの損傷が発生した時期や内容、入力データにその材料に損傷に至るまでに受けた疲労などの荷重履歴を用いて AI を学習すれば、各材料の荷重履歴を学習済み AI に入力することで、その材料の寿命を予測できる可能性があると考える。

⑧ 異常診断

AI による機器故障予兆検知（④）をさらに進めて、その機器の故障モードと故障の程度を AI により自動評価できる可能性がある。すなわち、機器が正常状態から故障状態に至るまでの時系列の測定データを入力データに、故障を解析して得られた故障モードを出力データにして AI を学習することで、④のように故障の予兆を早期の段階で予測するのみならず、その機器がどの故障モードでどの時期に故障に至るのかを、予測することが可能であると考える。

⑨ CAP 自動化

業務判断自動化(②)と同様、保全の PDC の結果としての補修・取換・経過観察などの是正措置(是正措置プログラム, Corrective Action Program: CAP)の最適解を、過去の CAP の成功例を学習データとして AI を学習することで、適切な是正措置を自動で判断できる可能性がある。米国 Palo Verde 発電所ではすでに、年間 20,000 件にも及ぶ保全の Condition Report を、AI によりスクリーニングして分類して担当官のスマホに問い合わせるシステムを構築しており、その分類精度はすでに 90％に達している[14]。

⑩ SDP 自動化

SDP(重要度決定プロセス Significance Determination Process)とは、米国 NRC が原子炉検査プロセス(ROP)における事業者のパフォーマンスを評価するための指標である。SDP は機器・構造物の発見された検査結果等を入力とし、機器・構造物がその状態にあることで原子炉安全に与える影響度を評価するものである。これも、過去の検査結果を入力データ、過去の評価結果を出力データとして AI を学習することで、検査結果を入力としてリアルアイムでパフォーマンス評価結果を求めることが出来ると期待する。

3. 結言

他産業における AI 導入例は言わずもがな、規制にさえも遅れをとっている我が国の原子力産業は、世の中からは AI 後進組として位置付けられている可能性があり、かつ、原子力のどこにどのように AI を導入すれば効果的なのかという明確なビジョンが、まだ我々の中で必ずしも共有されていない。今後は原子力学会などの場でも、その議論が活発化することを望む。また AI は、新しいようで古い技術であり、原子力への倫理上の注意点などは、AI 以外の技術と基本的に同等で問題ない筈である。しかしながら、AI 導入に原子力特有の配慮が必要か否かを事前に議論しておくことは、今後の積極的導入を促すためにも非常に有意義である。本企画セッションでは、ぜひ活発なご議論をお願いしたい。

参考文献

[1] 古川智明, “原子力プラントにおけるサイバー・フィジカル・システム実現の取組”, 日本保全学会第 19 回保全セミナー, pp. 82-102 (2019)
[2] 出町和之, 堀智之, “深層学習を用いたＥＣＴ信号からのキズ深さ同定”, 日本保全学会第 16 回学術講演会
[3] 細谷直樹, “画像処理、AI 活用による原子炉検査の高度化”, 日本原子力学会 2018 年春の年会, 計算科学技術部会企画セッション「人工知能技術の活用と将来展望」
[4] 高田巡, “社会インフラの保全を効率化する光学振動解析技術 (AI による社会価値創造特集) -- (NEC が誇る最新の AI 技術)”, NEC technical journal 69(1), pp. 38-41 (2016.9)
[5] 和田 義孝, 竹安 真己志, “機械学習による疲労き裂進展予測”, 計算力学講演会講演論文集/2017.30 巻 (2017)
[6] Kazuyuki Demachi and Satoshi Terayama, “Preventive detection of equipment abnormality from condition monitoring signal using machine learning”, Proc. of 27th International Conference of Nuclear Engineering, ICONE27-1476 (2019)
[7] 井上道雄, “予知保全・故障予測を可能にするデータ活用 : 一歩先のメンテナンス”, プラントエンジニア = Plant engineer : 新世代エンジニアのための技術&情報マガジン 50(1), pp. 32-38, (2018.1)
[8] 坂本康昭, “機械学習を自動化する Data Robot を活用した予知保全”, 日本保全学会第 19 回保全セミナー, pp. 169-176 (2019)
[9] 林司, “ビッグデータを活用した予兆監視システムの開発”, 日本保全学会第 19 回保全セミナー, pp. 25-57 (2019)
[10] 宮野 博義 , 池田 浩雄 , 大網 亮磨, “セキュリティ 混雑環境での異変を検知する群衆行動解析技術”, 画像ラボ 25(10), pp. 17-21 (2014)
[11] “IBM Watson”, https://www.ibm.com/watson/jp-ja/
[12] “対話型自動応答 AI サービス CAIWA”, https://www.hitachi-systems.com/sp/caiwa/
[13] 出町和之, 陳実, “監視カメラ動画の深層学習を用いた手元動作識別手法の開発”, 日本原子力学会 2019 春の年会
[14] 渡邊邦道, “米国 CAP 活動と AI の活用”, 日本保全学会第 19 回保全セミナー, pp. 58-81 (2019)

---

*Kazuyuki Demachi
The University of Tokyo

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[2O_PL] Interplay of technology and ethics

Case of artificial intelligence

Chair:Kyoko Oba(JAEA)

Thu. Sep 12, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[2O_PL04]Panel Discussion

倫理的議論からの洞察をより深く反映した原子力技術とは、もしそれが可能であるとすれば、どのような姿たりえるだろうか。それを方向付けるための技術と倫理との相互作用は、どのように為されるべきだろうか。近年発展の著しい人工知能（AI）分野では、学協会や産業界が倫理専門家を巻き込んで議論を重ね、独自の倫理原則や行動指針等を策定し、技術の目指すべき方向性を見定めようとする動きが盛んにみられる。本セッションでは、AI分野における技術と倫理の相互作用の経験を踏まえつつ、今後の原子力技術をめぐる技術専門家や実務者と倫理専門家との協働のあり方、職能団体や学協会における倫理委員会の役割等について議論を深めたい。

©Atomic Energy Society of Japan

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

Thu. Sep 12, 2019 2:45 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 5:45 AM - 8:10 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[2O10-18] Tsunami PRA

Chair:Katsumi Ebisawa(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2O10] Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 1: Overview of the Tsunami PRA Project

*Hiroyuki Yamada[1], Masafumi Matsuyama[1], Yoshiaki Watanuki[1], Satoshi Nishimura[1], Hiroyuki Takeuchi[2], Kazuyuki Matsumoto[3] (1. CRIEPI, 2. TOSHIBA ESS, 3. Chubu Electric Power)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2O11] Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 2: Tsunami input waveforms on the basis of probabilistic tsunami hazard curve for fragility evaluation

*MASAFUMI MATSUYAMA MATSUYAMA[1], Takumi Yoshii[1], Hideki Kaida[1], Naoto Kihara[1], Yoshinori Sato[2], Mitsuharu Asaka[2], Kazuo Inagaki[2], Tomoyuki Amano[3], Hayato Mori[3], Katsuhide Kato[3] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Unic Corporation, 3. Chubu Electric Power)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2O12] Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 3: Fragility Evaluation method of the Watertight Door for the Tsunami Pressure
-Evaluation Method-

*Yoshiaki Watanuki[1], Masafumi Matsuyama[1], Naoto Kihara[1], Hideki Kaida[1], Yoshinori Mihara[2], Tomonori kitaori[3], Atsusi Onouti[3] (1. CRIEPI, 2. KAJIMA, 3. Chubu Electric Power)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2O13] Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 4: Fragility Evaluation Method of the Watertight Door for the Tsunami Pressure –Application for the Personnel Watertight Door-

*Hideki Kaida[1], Masafumi Matsuyama[1], Yoshiaki Watanuki[1], Naoto Kihara[1], Yoshinori Mihara[2], Tomonori Kitaori[3], Atsushi Onouchi[3] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Kajima Corporation, 3. Chubu Electric Power)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2O14] Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 5: Fragility Evaluation method of the Watertight Door for the Tsunami Pressure –Application for the Large Watertight Door-

*Yoshinori Mihara[1], Masafumi Matsuyama[2], Yoshiaki Watanuki[2], Naoto Kihara[2], Hideki Kaida[2], Tomonori Kitaori[3], Atsushi Onouchi[3] (1. Kajima Corporation, 2. Central Research Institute Electric Power Industry, 3. CHUBU Electric Power Co.,Inc.)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2O15] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant

(1)Scope of Research Project

*Naoto Kihara[1], Hideki Kaida[1], Bumpei Fujioka[2], Shingo Oda[2], Akihiro Ootsuki[2], Yoshiteru Sato[2], Tatsuto Kimura[3], Masahiro Masuko[3], Yoshiyuki Takahashi[4], Yoshinori Mihara[4] (1. CRIEPI, 2. HGNE, 3. TEPSCO, 4. KAJIMA)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2O16] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant

(2)Probablistic Tsunami Hazard Assessment and Determination of Tsunami Scenarios for Fragility Assessment

*Ayumi Nishi[1], Tatsuto Kimura[1], Masahiro Masuko[1], Naoki Fujii[1], Hideki Kaida[2], Naoto Kihara[2] (1. TEPSCO, 2. CRIEPI)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2O17] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant
(3)Graded Approach in Input Conditions and their Uncertainties for Fragility Evaluation

*Yoshiyuki Takahashi[1], Yoshinori Mihara[1], Hideki Kaida[2], Naoto Kihara[2] (1. KAJIMA, 2. CRIEPI)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2O18] Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant
(4)A tsunami PRA quantification methodology for several source of tsunami

*Bumpei Fujioka[1], Shingo Oda[1], Ayumi Nishi[2], Tatsuto Kimura[2], Hideki Kaida[3], Naoto Kihara[3] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, 2. TEPSCO, 3. CRIEPI)

5:00 PM - 5:10 PM JST | 8:00 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その１：津波 PRA プロジェクトの概要

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 1: Overview of the Tsunami PRA Project

*山田 博幸[1]，松山　昌史[1]，綿貫　理研[1]，西村　聡[1]，竹内 裕行[2]，松本 和之[3]

[1]電中研，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]中部電力

本研究では、モデルプラントによる評価手法及び評価モデル開発を通じ、レベル 1 からレベル 2 までの一貫した津波 PRA の技術基盤を 4 カ年で構築する。その 1 では、プロジェクトの概要を報告する。

キーワード：津波 PRA，レベル 1PRA，レベル 2PRA，技術基盤

1. 緒言

原子炉施設の継続的安全性向上には、プラントの脆弱点の特定や対策の効果を定量的に把握するために確率論的リスク評価（PRA）が有効である。外的事象に関する PRA の整備、活用が不十分であるとの福島事故の反省を踏まえて、本研究では、津波 PRA の技術基盤整備をモデルプラントで実施する。

2. 津波 PRA プロジェクトの概要

2-1. 本研究プロジェクトの目的

本研究では、資源エネルギー庁の委託事業を中核に、原子力リスク研究センター（NRRC）の研究成果を反映し、モデルプラントを対象にレベル 1 からレベル 2 までの一貫した津波 PRA の技術基盤を構築する。

2-2. これまで（2017 年度～2018 年度）の成果

フラジリティ評価用津波群の設定方法及び波圧や波力に関するフラジリティ評価手法に関する要素技術を構築した。また、津波に係るレベル 2PRA 迄の実施に関する課題を特定するため、非定常建屋内浸水伝播解析に基づく区画浸水評価、津波影響を考慮した人間信頼性解析、及びレベル 1 津波 PRA モデルと直接接続した格納容器機能喪失頻度評価モデルからなる「概略評価モデル」を開発した。同モデルでは、津波浸水の経時的変化等の、津波に対するより現実的なプラント応答が評価できる。

2-3. 今後（2019 年度～2020 年度）の計画

津波による影響を考慮した過酷状況下での人間信頼性評価手法の確立及びレベル 2PRA における津波特有の影響を特定し、これに対応した評価手法の確立などにより、津波 PRA の技術基盤を構築する。

3. 結言

津波 PRA プロジェクトにおける研究成果は、津波に対するプラントの脆弱点を見出すために有効な技術基盤として活用されることで、原子力の自主的な安全性向上の取り組みに貢献するものである。

謝辞

本研究の主たる成果は、資源エネルギー庁委託事業「平成３０年度 原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業 （原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」によるものである。

---

*Hiroyuki Yamada[1], Masafumi Matsuyama[1], Yoshiaki Watanuki[1], Satoshi Nishimura[1], Hiroyuki Takeuchi[2] and Kazuyuki Matsumoto[3]

[1]CRIEPI, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [3]Chubu Electric Power

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その２：ハザード評価結果を基にしたフラジリティ評価用検討波群の作成

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 2: Tsunami input waveforms on the basis of probabilistic tsunami hazard curve for fragility evaluation

*松山　昌史[1]，吉井　匠[1]，甲斐田　秀樹[1]，木原　直人[1]，佐藤　嘉則[2]，浅香　光晴[2]、
稲垣　和男[2]，天野　智之[3]，森　勇人[3]，加藤　勝秀[3]
[1]電力中央研究所，[2]ユニック，[3]中部電力

確率論的津波ハザード評価結果を基にしたフラジリティ評価用の検討波群の作成方法事例を示す。

キーワード：津波 PRA、津波ハザード曲線、コントロールポイント、代表波

1. 緒言

原子力発電所における津波 PRA 実施では、重要な SSC について、津波の浸水や波力などの作用を基にフラジリティ評価を行う[1]。本報では、フラジリティ評価用の検討波群(入力条件)の作成方法(図 1)を示す。

2. フラジリティ評価用の入力条件作成

(1)コントロールポイントの設定　津波ハザードは津波高とその年超過頻度の関係で定義され、津波ハザード曲線として表される[1]。入力条件を作成するにあたって、まず津波ハザード曲線定義点(コントロールポイント，CP とする。)を設定する。対象施設(原子力発電所)の有無による津波水位の変化が小さい地点であり[1]、さらに発電所前面汀線付近の津波ハザード曲線と特徴が似ている沖合 10km の地点を CP とした。

(2)ハザード評価結果の分析　検討波群作成のための計算ケース(波源モデル)は、CP での津波高(CP 津波高)の年超過確率の貢献度に基づき選ばれたロジックツリーのパスから選択する。発電所へ浸水量が有意になる CP 津波高 5～12m の範囲で 1m 間隔に 8 つ幅(ビン)を設定し、各 CP 津波高の貢献度上位 4 つのパス内の計算ケースから選択した。

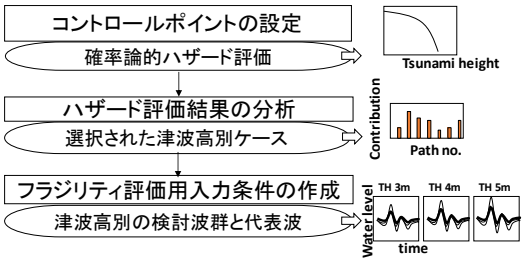


図 1 入力条件作成の流れ

(3)検討波群と代表波の作成　各 CP 津波高の計算ケースについて、CP 地点の最大水位が CP 津波高に一致するよう入力条件を調整して検討波を作成した。その集合を検討波群とする。発電所敷地内への遡上も含めて各検討波群の数値解析を行い、フラジリティ評価用の入力条件となる水位や流速の時間変化データを得た。次に、各 CP 津波高の検討波群の中から、CP 地点での最大水位が検討波群の平均値に最も近いものを代表波とした。検討波群にハザード評価時に考慮された水位に関する波源や沿岸までの伝播における水位の不確実さが反映されている。今後、津波リスクをより正確に把握するため、各ビンの有意な計算ケースをさらに取り込んで累積貢献度を増加させる。また、炉心損傷頻度(CDF)急変地点におけるビンの高解像度化を行う予定である。

謝辞　本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備)」として実施したものである。

参考文献[1] 日本原子力学会：津波 PRA 実施基準(AESJ-SC-RK004:2016)

---

* Masafumi Matsuyama [1], Takumi Yoshii[1], Hideki Kaida[1], Naoto Kihara[1], Yoshinori Sato[2], Mitsuharu Asaka[2], Kazuo Inagaki[2], Tomoyuki Amano[3], Hayato Mori[3], and Katsuhide Kato[3]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Unic Corporation, [3]Chubu Electric Power Company

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その 3：津波波圧に対する水密扉のフラジリティ評価手法の提案
（評価手法の概要）

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 3: Fragility Evaluation Method of the Watertight Door for the Tsunami Pressure

- Evaluation Method -

*綿貫　理研[1]，松山　昌史[1]，木原　直人[1]，甲斐田　秀樹[1]，美原　義徳[2]，
北折　智規[3]，尾之内　厚志[3]
[1]電中研，[2]鹿島建設，[3]中部電力

津波波圧に対する水密扉のフラジリティを反映した津波 PRA の実施に向け、実機水密扉水圧試験結果を踏まえた開口部からの漏水量のフラジリティ評価手法を提案する。

キーワード：津波 PRA、フラジリティ評価、津波波圧、水密扉

1. 緒言

開口部を介した建屋内津波浸水の防止を目的に設置される水密扉は、原子力発電所の津波に対する安全性向上に寄与する。津波作用に対する水密扉のフラジリティ評価は、津波 PRA の適切な実施に不可欠である。本報では、津波波圧の作用を受ける水密扉について、漏水量を指標とするフラジリティ評価手法の概要を示す。また後報において、提案した手法の一般開口部・大開口部への適用例を示す[1][2]。

2. 水密扉のフラジリティ評価手法の概要

実機水密扉を対象とした既往の耐水圧試験結果において確認された漏水量 Q－扉中央変形量 δ 関係（図-1）から、扉周長・水圧試験結果に基づく扉固有の漏水パラメータからなる漏水量推定モデルを提案した。

次に、一般開口部に設置される水密扉の有限要素モデルに一様水圧を載荷する静的弾塑性解析により、Q－相当塑性ひずみ μ の関係から、Q－μ 関係が概ね線形となる領域 A・両者の関係が非線形となり扉体本体の損傷が顕著となる領域 B・扉全体の破壊を仮定した領域 C を規定した。本シリーズ[1][2]においては領域 A・B を検討の対象とし、扉体のみをモデル化した有限要素モデル（漏水推定モデル A）・躯体周辺および扉体－躯体間の構造を反映した有限要素モデル（漏水推定モデル B）をそれぞれ用いた弾塑性応答解析を実施する。

提案した漏水量推定モデルと弾塑性解析結果を組み合わせることにより対象扉の漏水量を推定することができ、認識論的・偶然的不確実さを設定することによって、漏水量を指標とする水密扉のフラジリティを評価することができる。

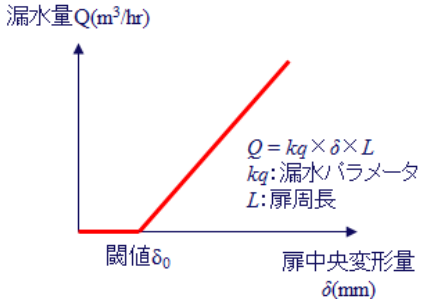


図-1 漏水量推定モデルの概念図

謝辞 本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」として実施したものである。

参考文献[1] 甲斐田ら（AESJ2019 秋の大会, 2019.9）[2] 美原ら（AESJ2019 秋の大会, 2019.9）

---

* Yoshiaki Watanuki[1], Masafumi Matsuyama[1], Naoto Kihara[1], Hideki Kaida[1], Yoshinori Mihara[2], Tomonori Kitaori[3] and Atsushi Onouchi[3]

[1]CRIEPI, [2]Kajima Corp, [3]Chubu Electric Power

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その 4：津波波圧に対する水密扉のフラジリティ評価手法の提案
（一般水密扉への適用例）

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 4: Fragility Evaluation Method of the Watertight Door for the Tsunami Pressure

- Application for the Personnel Watertight Door -

*甲斐田　秀樹[1]，松山　昌史[1]，綿貫　理研[1]，木原　直人[1]，美原　義徳[2]，
北折　智規[3]，尾之内　厚志[3]
[1]電中研，[2]鹿島建設，[3]中部電力

「津波 PRA に関する技術基盤の構築 その 3」[1]にて提案した、実機水密扉水圧試験結果を踏まえた開口部からの漏水量に関するフラジリティ評価方法に従って、一般開口部に設置される水密扉を対象として、波圧に対するフラジリティ評価の適用性検討を実施した。

キーワード：津波 PRA、フラジリティ評価、津波波圧、水密扉

1. 緒言

著者ら[1]は津波波圧の作用を受ける水密扉について、漏水量を指標とするフラジリティ評価手法の概要を示した。本報では、著者ら[1]の手法の一般水密扉（高さ 2m・幅 1.2m）へ適用を通じ、フラジリティ評価法を具体的に示す。また、水密扉の設置状況を鑑み、正圧・負圧の双方に対するフラジリティ評価の例を示す。

2. 正圧・負圧の作用に対する漏水量フラジリティの評価例

漏水推定モデル A[1]においては、一般水密扉の FEM モデルに水圧を載荷する弾塑性応答解析により扉中央変形量 δ を計算し、扉周長・扉固有の漏水パラメータからなる漏水量推定モデル[1]を介して δ－漏水量 Q 関係を取得した。なお、漏水パラメータは実機水密扉を対象とした耐水圧試験結果を参考に設定した。偶然的不確実さを考慮した漏水量閾値の超過確率を各津波高さについて計算した結果に対して対数正規分布近似を行い、漏水量中央値および偶然的不確実さを評価した。さらに、漏水推定モデルの認識論的不確実さを考慮して漏水量閾値の超過確率を算定した。その結果、漏水量閾値 $Q^*=0.1\mathrm{m^3/hr}$ を仮定した場合の正圧（扉が閉まる方向に作用する圧力）作用時のフラジリティ評価結果として、中央値静水圧高さ約 70m、HCLPF 静水圧高さ約 25m 等が得られた。漏水推定モデル B[1]においては、扉体の変形を考慮できるように高度化した水密扉モデルを用いた弾塑性応答解析の結果に基づいて漏水量フラジリティを評価した。

負圧に対する漏水量フラジリティについては、負圧を面外方向のばね支持で表現する有限要素モデルを用いた弾塑性応答解析を実施し、正圧を対象とするケースと同様の手法でフラジリティを評価した。漏水量閾値 $0.1\mathrm{m^3/hr}$ を仮定した場合の結果として、中央値静水圧高さ約 19m、HCLPF 静水圧高さ約 4.5m 等が得られた。

謝辞 本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 30 年度 原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」として実施したものである。

参考文献[1] 綿貫ら（AESJ2019 秋の大会, 2019.9）[2] 美原ら（AESJ2019 秋の大会, 2019.9）

---

*Hideki Kaida[1], Masafumi Matsuyama[1], Yoshiaki Watanuki[1], Naoto Kihara[1], Yoshinori Mihara[2], Tomonori Kitaori[3] and Atsushi Onouchi[3]

[1]CRIEPI, [2]Kajima Corp., [3]Chubu Electric Power

津波 PRA に関する技術基盤の構築
その 5：津波波圧に対する水密扉のフラジリティ評価手法の提案
（大開口部への適用例）

Construction of the technical basis for tsunami PRA

Part 5: Fragility Evaluation Method of the Watertight Door for the Tsunami Pressure

- Application for the Large Watertight Door -

*美原　義徳[1]，松山　昌史[2]，綿貫　理研[2]，木原　直人[2]，甲斐田　秀樹[2]，
北折　智規[3]，尾之内　厚志[3]
[1]鹿島建設，[2]電中研，[3]中部電力

本シリーズ発表にて提案する実機水密扉水圧試験結果を踏まえた開口部からの漏水量に関するフラジリティ評価方法[1]に従って、大開口部に設置される大物搬出入口水密扉を対象として、波圧に対するフラジリティ評価の適用性検討を実施した。また、当該分野での今後の課題を整理した。

キーワード：津波 PRA、フラジリティ評価、津波波圧、水密扉

1. 緒言

著者ら[1]の手法を大開口部に設置される大物搬出入口水密扉（高さ・幅とも約 5.5m）へ適用し、フラジリティ評価を実施した。また、波圧に対する水密扉のフラジリティ評価に関する一連の研究成果[1]及び[2]を取り纏めるとともに、水密扉の津波フラジリティ評価に係る今後の課題を整理した。

2. 大開口部の漏水量フラジリティの評価例

扉体の変形を詳細に考慮できる外周壁付きの水密扉モデル（漏水推定モデル B[1]）を用いて（図-1）、一般開口部水密扉と同様の方法により、$\delta-Q$ 関係を取得した[2]。これを用いて、Q^* = 5m^3/hr を仮定した場合の正圧[2]作用時のフラジリティを評価した結果、中央値静水圧高さ約 40m、HCLPF 静水圧高さ約 23m 等が得られた（図-2）。手法の詳細は著者ら[2]を参照されたい。

以上より、水密扉のフラジリティ評価に関する一連の研究成果[1]及び[2]も踏まえると、今回対象とした実機水密扉からの漏水量フラジリティ評価結果が津波リスクに与える影響は小さいと考えられる。今後、地震動と津波による重畳を考慮した水密扉の津波フラジリティ評価手法の開発・検討が望まれる。

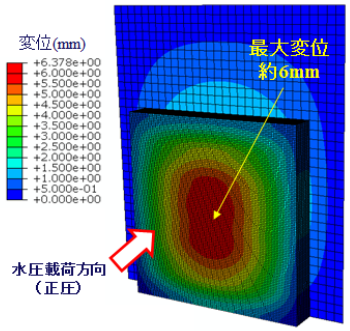


図-1 大物搬出入口水密扉 FEM モデルの水圧に対する弾塑性応答解析の例

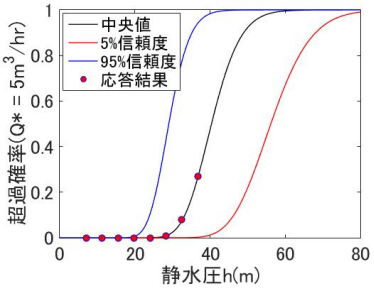


図-2 静水圧と漏水量超過確率の関係
（大物搬出入口、正圧、Q^*=5m^3/hr）

謝辞 本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備）」として実施したものである。

参考文献[1] 綿貫ら（AESJ2019 秋の大会, 2019.9）[2] 甲斐田ら（AESJ2019 秋の大会, 2019.9）

* Yoshinori Mihara[1], Masafumi Matsuyama[2], Yoshiaki Watanuki[2], Naoto Kihara[2], Hideki Kaida[2], Tomonori Kitaori[3] and Atsushi Onouchi[3]

[1]Kajima Corp., [2]CRIEPI, [3]Chubu Electric Power

仮想プラントへの適用を通した津波フラジリティ評価手法の高度化研究 (1)研究のスコープと概要

Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant
(1) Scope of Research Project

*木原 直人[1]，甲斐田 秀樹[1]，藤岡 文平[2]，織田 伸吾[2]，大槻 明弘[2]，佐藤 嘉晃[2]
西 愛歩[3]，木村 達人[3]，増子 雅洋[3]，藤井 直樹[3]，高橋 容之[4]，美原 義徳[4]
[1]電力中央研究所，[2]日立 GE，[3]東電設計，[4]鹿島建設

津波フラジリティ評価手法の高度化を目的に，仮想プラントへの適用を通してレベル 1 津波 PRA 全体フローを踏まえた検討を実施している．今大会においては本研究プロジェクトでの検討内容を紹介する．

キーワード：津波，PRA，フラジリティ評価，仮想プラント

1. 緒言

津波 PRA 標準[1]が策定され，複数の原子力サイトを対象とした評価が実務において実施されている．発表者たちは，津波 PRA におけるフラジリティ評価手法の高度化を目的に，仮想プラントへの適用を通してレベル 1 津波 PRA 全体フローを踏まえた検討を実施している．特に，外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準[2]にもあるように，津波の発生頻度やハザードの到達有無，プラントへの影響を踏まえてリスク評価手法が選定されることが実務の観点から重要と考え，詳細評価のみならず，簡易評価手法の開発に取り組んでいる．ここでは本研究プロジェクトのスコープを紹介する．

2.研究プロジェクトのスコープ

下記3項目が主な技術的課題であるとの認識のもと,仮想プラントへの適用を通して検討を進めている．
(1)リスクレベルに応じた評価の具体化
(2)ハザード評価，フラジリティ評価，システム評価の接続部の具体化
(3)津波による種々の影響に対するフラジリティ評価
これらの課題に対する取り組みの一例として，続く発表において，(2)フラジリティ評価において敷地内での津波流動の情報を必要とする場合に実施される敷地内遡上解析の入力津波の設定方法，(3)リスクレベルに応じた評価手法の選定に向けたグレイドが異なる敷地内津波流動の推定方法，そして，(4)入力津波として複数の異なる津波が設定された場合における事故シーケンス評価での定量化方法について提案もしくは例示する．なお，津波による影響の範囲や大きさは各サイト固有のものであり，PRA はそれらを踏まえた評価となるため，本検討は例示の位置づけであり，実務において参考となることを期待する．

参考文献

[1] 日本原子力学会，原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準．AESJ-SC-RK004: 2011, 2012.
[2] 日本原子力学会，外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準. AESJ-SC-RK008: 2014, 2014.

---

*Naoto Kihara[1], Hideki Kaida[1], Bumpei Fujioka[2], Shingo Oda[2], Akihiro Ohtsuki[2], Yoshiteru Sato[2], Ayumi Nishi[3], Tatsuto Kimura[3], Masahiro Masuko[3], Naoki Fujii[3], Yoshiyuki Takahashi[4] and Yoshinori Mihara[4]
[1]CRIEPI, [2]Hitachi GE, [3]TEPSCO, [4]Kajima Corp.

仮想プラントへの適用を通した津波フラジリティ評価手法に関わる研究 (2)津波ハザード評価とフラジリティ評価用入力津波の設定

Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant
(2) Probabilistic Tsunami Hazard Assessment and Determination of Tsunami Scenarios for Fragility Assessment

*西　愛歩[1]，木村　達人[1]，増子　雅洋[1]，藤井　直樹[1]，甲斐田　秀樹[2]，木原　直人[2]
[1]東電設計，[2]電力中央研究所

津波フラジリティ評価での現実的応答の評価や事故シナリオの分析では敷地内遡上時の津波流動の諸元が必要となる．本報告では，仮想プラントでの確率論的津波ハザード評価結果から寄与度分析を実施し，寄与度が優位な津波群を引き起こす波源や波形を有するフラジリティ評価用の入力津波の設定方法を提案する。

キーワード：津波，PRA，フラジリティ評価，ハザード評価，寄与度分析

1. 緒言

フラジリティ評価用入力津波の作成には，敷地内に影響を及ぼす津波の選定が必要である．本報告では，ハザード曲線に寄与する津波を津波高さごとに分析することにより，敷地内に影響を与える有意な津波を選出し，選出した津波に対し初期水位を調整して，フラジリティ評価用入力津波を作成する．

2. 津波ハザード評価とフラジリティ評価用入力津波の設定

まず，土木学会[1]で提案されている千島海溝から日本海溝沿いの海域でのロジックツリーを用いて確率論的津波ハザード評価を実施した．次いで，フラジリティ評価用の入力津波を設定するための寄与度分析を行った．ここで寄与度とは，全波源の平均ハザード曲線に対して個々の波源が持つ年超過頻度の割合である．コントロールポイントについては，敷地内のフラジリティ評価をする上で防潮堤の越流の有無が敷地への影響に強い感度を持つこと，また沖合で有意な寄与度を持つ津波と防潮堤前面で有意な寄与度を持つ津波が必ずしも一致しないことから，本研究ではコントロールポイントを防潮堤前面に設定した．防潮堤高さを超える複数の津波高さにおいて寄与度がゼロではない波源を対象に，フラジリティ評価用の入力津波の波源モデルを作成した. なお, フラジリティ評価用津波の波源モデルの作成にあたっては, 日本原子力学会の津波 PRA 標準[2]にならい，防潮堤前面での津波高さが評価対象の高さとなるように断層すべり量を調整した．作成された波源モデルを用いて敷地内遡上解析を実施することにより敷地内遡上時の津波流動の諸元を求めた．

3. 結論

仮想プラントを対象として，平均ハザード曲線の寄与度分析結果を基にしたフラジリティ評価用津波の設定方法を提案した．

参考文献

[1] 土木学会：原子力発電所の津波評価技術 2016，2016
[2] 日本原子力学会：原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準，2016

*Ayumi Nishi[1], Tatsuto Kimura[1], Masahiro Masuko[1], Naoki Fujii[1], Hideki Kaida[2] and Naoto Kihara[2]
[1]TEPSCO, [2]CRIEPI

仮想プラントへの適用を通した津波フラジリティ評価手法の高度化研究 (3)フラジリティ評価におけるグレイドの異なる入力条件の設定とその不確実さ

Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant
(3) Graded Approach in Input Conditions and their Uncertainties for Fragility Evaluation

*高橋 容之[1]，美原義徳[1]，甲斐田 秀樹[2]，木原 直人[2]
[1]鹿島建設，[2]電力中央研究所

フラジリティ評価の簡易化に向けて，寄与度分析の結果より把握された震源等の情報を基に，敷地内での流動や想定される事故シナリオの類似性を踏まえて津波群をグループ化する方法を提案すると共に，グループ化による不確実さを定量化した．

キーワード：津波，PRA，フラジリティ評価，不確実さ

1. 緒言

着目する津波高さにおいて有意な寄与度を有する津波が多数特定される場合がある．この場合，それら全てに対してフラジリティ評価用津波を設定して敷地内遡上解析，フラジリティ評価および事故シーケンス評価を実施する詳細な評価はリソースの観点から実行不可能になる場合が想定される．そこで，フラジリティ評価の簡易化に向けて，寄与度分析の結果より把握された震源等の情報を基に，敷地内での流動や想定される事故シナリオの類似性を踏まえて津波群をグループ化する方法を提案すると共に，グループ化による不確実さを定量化した結果を報告する．

2. 敷地内遡上解析結果の不確実さの定量化

前報で実施した敷地内遡上解析により得られた最大浸水深および最大流速に関して，津波高さごとに不確実さ（対数標準偏差）の定量化を行った．寄与度がゼロではない津波群全体に対して最大浸水深および最大流速の不確実さを評価した結果，非常に大きな値となった．一方で，波源位置および防潮堤前面での津波高さと非線形性が顕在化しない沖での津波高さの比に基づいて津波群をグループ化することで，不確実さが小さくなることが分かった．

また，定量化した最大浸水深および最大流速の不確実さを異なる津波高さで比較すると，津波高さにより不確実さの大小が異なる傾向が見られた．これより，不確実さが津波高さに依存する可能性が示唆されたため，最大浸水深および最大流速の不確実さを最大浸水深に依存する形で定量化した．

3. 結論

敷地内遡上解析結果の不確実さの定量化手法を示した．今後，複数の津波高さを対象に，本手法により推定された最大浸水深および最大流速の不確実さと敷地内遡上解析結果による不確実さを比較し，本手法の適用性を確認する．

---

*Yoshiyuki Takahashi[1], Yoshinori Mihara[1], Hideki Kaida[2] and Naoto Kihara[2]
[1]Kajima Corp., [2]CRIEPI

仮想プラントへの適用を通した津波フラジリティ評価手法の高度化研究 (4)異なる波源から発生する津波による影響の PRA への取り込み方法

Tsunami Fragility Assessment Study with Application to Virtual Nuclear Power Plant
(4) A tsunami PRA quantification methodology for several source of tsunami

*藤岡 文平[1]，織田 伸吾[1]，西 愛歩[2]，木村 達人[2]，甲斐田 秀樹[3]，木原 直人[3]
[1]日立 GE ニュークリア・エナジー，[2]東電設計，[3]電中研

本報告は、本プロジェクトにおける仮想サイトを対象とした複数波源の津波ハザード評価に対して、適切な事故シーケンスの定量化手法を検討したものである。

キーワード：津波，PRA，フラジリティ評価，事故シーケンス評価、

1. 緒言

津波 PRA の入力となるハザード曲線は、波源毎に与えられる複数の年超過頻度が統合されたものである。本報告では、複数の津波ハザード曲線を入力として、波源毎の遡上解析結果によるフラジリティ評価に基づく事故シーケンス評価手法を検討する。

2. 簡易手法による複数波源ハザードの定量化手順

ハザード評価では、各波源の寄与度が異なる複数の波源の津波ハザードが同定される。本報告では、リスクへの寄与に基づいた事故シーケンスの定量化手順を簡易手法で検討した。

3. 複数波源ハザードの事故シーケンスの定量化手法

3.1 複数波源の津波ハザード及びフラジリティを入力とする定量化手法

複数波源の津波ハザードを入力とする場合は、検討すべき事故シナリオと定量化作業の増大が懸念される。そのため、簡易手法の検討から下記の STEP1~5 の定量化手法を構築した。

STEP 1 遡上解析結果の分析、及び津波損傷モードの検討：各波源の代表水位毎の遡上解析結果を分析し、その情報を基に安全機能を有する機器の没水や被水による機能喪失に伴う事故シナリオを抽出する。

STEP 2 津波による事故シナリオの決定：STEP1 における津波遡上解析や各建屋開口部の扉等のフラジリティ評価等の結果から、プラント建屋内浸水評価を実施し、各波源による津波の事故シナリオを決定する。

STEP 3 事故シナリオの分類分け：STEP2 にて設定した各波源の事故シナリオのなかから、事故シナリオの分類分けを行い、事故シナリオ毎に津波波源を決定する。

STEP 4 波源寄与割合の再設定：STEP3 で分類分けした事故シナリオ毎に波源寄与割合を設定する。

STEP 5 定量化： STEP4 で求めた波源寄与割合と事故シナリオから事故シーケンスの定量化を行う。

3.2 グループ化された津波ハザード及びフラジリティを入力とする定量化手法

前報(3)で提案した簡易化に向けてグループ化されたハザードとフラジリティを用いて、事故シーケンスの定量化を実施し、3.1 節で実施した評価結果との差異と適用性を確認する。

4. 結論

複数の津波ハザードにおける津波 PRA の事故シーケンス定量評価方法について検討した。今後は、仮想プラントにおける全炉心損傷頻度及び不確実さ評価等を行い、3 章で述べた 2 つの手法の適用性を確認する。

参考文献

[1] 日本原子力学会：原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準，2016

*Bumpei Fujioka[1], Shingo Oda[1], Ayumi Nishi[2], Tatsuto Kimura[2], Hideki Kaida[3], Naoto Kihara[3]
[1]Hitachi GE, [2]TEPSCO, [3]CRIEPI,

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

Thu. Sep 12, 2019 5:10 PM - 5:45 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 8:10 AM - 8:45 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[2O19-20] Design and Maintenance of Nuclear Reactor Equipment and Storage Facilities

Chair:Koei Adachi(TEPCO HD)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2O19] Investigation on the current situation of spent nuclear fuel storage in Germany

*Satoshi Ishikawa[1], Takayasu Hayashi[1], Yoshitaka Kanemitsu[2], Yuta Kawagoe[2], Ayaka Kimura[2], Jürgen Skrzyppek[3], Linus Bettermann[3] (1. ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 2. ITOCHU Corporation, 3. GNS)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2O20] Action of Ageing Management and Safety Improvement for Long Term Operation of Nuclear Power Plants

*Atsushi Taniguchi[1], Kensuke Monma[1] (1. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

5:40 PM - 5:45 PM JST | 8:40 AM - 8:45 AM UTC

Time reserved for Chair

ドイツにおける使用済核燃料貯蔵の現状調査

Investigation on the current situation of spent nuclear fuel storage in Germany

*石川 智之[1], 林 隆康[1], 金光 義崇[2], 川越 雄太[2], 木村 文香[2],
Jürgen Skrzyppek[3], Linus Bettermann[3],
[1]伊藤忠テクノソリューションズ㈱, [2]伊藤忠商事㈱, [3]GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH

ドイツ国内の原子力発電所サイト内乾式貯蔵施設及び金属キャスク（MOX 燃料貯蔵も含む）について、サイト内貯蔵方式、貯蔵施設、装荷使用済燃料の燃焼度、冷却期間、及び貯蔵期間の実績を調査した。

キーワード：金属キャスク、ウラン燃料、MOX 燃料、乾式貯蔵施設、中間貯蔵施設、鋳造製金属キャスク

1. はじめに

日本国内において、金属キャスクによる使用済燃料乾式貯蔵が開始されている。将来の知見や、先行キャスクの検査要件、及び使用済燃料の貯蔵実績の観点から、先行してドイツ国内で実施されている原子力発電所サイト内乾式貯蔵施設、及び金属キャスク（MOX 燃料貯蔵も含む）の調査は有用と考える。そこで、サイト内乾式貯蔵金属キャスクの管理・運用での実績を有する独 GNS 社と共同で、同社で開発、製造された鋳造製金属キャスク及び貯蔵施設を含むドイツ国内の調査を、乾式貯蔵の技術的知見に資するために実施した。

2. ドイツ国内の原子力発電所サイト内乾式貯蔵キャスクの概要

ドイツ国内でのサイト内乾式貯蔵キャスクは、2018 年 12 月現在 14 サイトで貯蔵されており、PWR 燃料：431 基、BWR 燃料：175 基の総計 606 基のキャスクが既に貯蔵済みである。内、MOX 燃料を装荷済のキャスクは 9 サイト（PWR：8 サイト、BWR：1 サイト）に貯蔵されている。ドイツ国内の乾式貯蔵サイトと施設調査プラントを図-1 に示す。

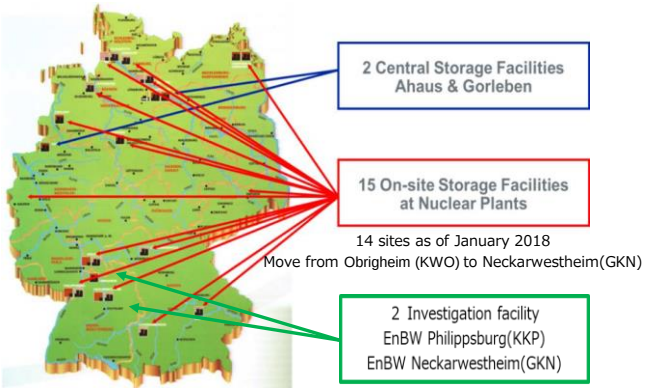


図-1 ドイツ国内の乾式貯蔵サイト

3. 貯蔵燃料の概要

図-2 にウラン燃料と MOX 燃料別に乾式貯蔵期間の実績（2016 年度）を示す。10 年以上経過したものが、ウラン燃料では約 80 基、MOX 燃料装荷済が 16 基であった。MOX 燃料に関しては 10 年以下を含めると約 100 基で貯蔵済みであった。また、キャスク装荷までの冷却期間は、許認可でウラン燃料：12 ヶ月以上、MOX 燃料：36 ヶ月以上と規定されているが、MOX 燃料の実績で 8 年以下のものが全装荷集合体数の約 60%弱を占めていた。その他の調査項目として、MOX 燃料の燃焼度、濃縮度、装荷前冷却期間、及びキャスク毎の放射能量、崩壊熱、表面線量率を調査した。

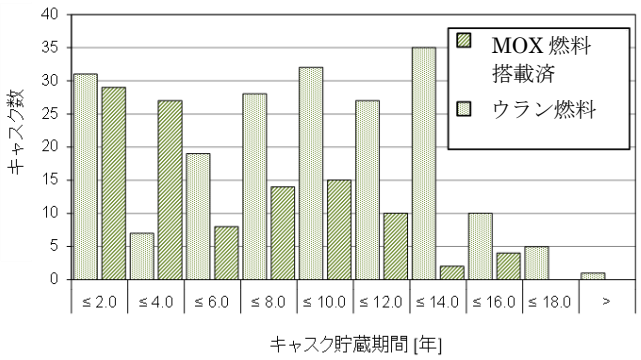


図-2 乾式貯蔵期間の実績（2016 年度）

4. まとめ

ドイツ国内の使用済燃料に関し、サイト内での乾式貯蔵金属キャスクの収納状況を調査した。総数で約 600 基のキャスクが貯蔵されており、内、MOX 燃料は、約 100 基のキャスクに装荷済であり、最長で 16 年以上、18 年以下の貯蔵実績があることがわかった。今後も、日本での乾式貯蔵計画の先行知見の蓄積を図るために調査を継続する予定である。併せて、EnBW フィリップスブルク発電所、ネッカーウェストハイム発電所のサイト内中間貯蔵施設（建屋・トンネル方式）の現状調査（2018 年 6 月）の実施内容を報告する。

*Satoshi Ishikawa [1], Takayasu Hayashi [1], Yoshitaka Kanemitu[2], Yuta Kawagoe[2], Ayaka Kimura[2],
Jürgen Skrzyppek [3], Linus Bettermann[3]
[1] ITOCHU Techno-Solutions Corporation，, [2] ITOCHU Corporation，, [3] GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH.

原子力発電所の長期運転　－安全性向上のための実施事項－

Action of Ageing Management and Safety Improvement for Long Term Operation of Nuclear Power Plants

*谷口　敦[1]，門間　健介[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

昨年改定された IAEA の長期運転に関するガイド`Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants`では、長期運転に向け事業者が実施すべき高経年化への取り組みが示されている。この中では、機器に対する高経年化対策のみならず、設備運用も含めた広い範囲における高経年化の考慮が含まれており、これらの内容を踏まえた事業者の安全性向上の取り組みについて紹介する。

キーワード：安全、長期運転、高経年化

1. 緒言

今後のプラントの高経年化に対応するためには、物理的な劣化への対応として、機器に対する高経年化対策を適切に行っていくとともに、非物理的な劣化である、設備の旧式化への対応についても確実に実施する必要がある。これらの物理的・非物理的な高経年化管理に関し、事業者の安全性向上の取り組みとして、それぞれの事象に対応するための実施事項をガイドとして定め、適切な管理を行っていくこととしている。

2. 高経年化管理に関する取り組み

2-1. 物理的な劣化への対応：プラントが長期間停止した場合に実施する保全のガイド

現在、国内では長期間に亘り停止しているプラントが存在する。長期停止期間中は、運転中とは設備の劣化傾向が異なる場合や機能要求がない機器について保管対策が施される場合があり、各事業者は設備状態に応じ適切な保全を実施している。

これらの状況を踏まえ、プラントの長期停止期間中に実施すべき劣化管理及び保管管理について、「長期停止期間中の保全ガイド」にとりまとめ、機器の物理劣化対策を適切に実施していくこととした。

2-2. 非物理的な劣化への対応：最新知見を活用するガイド／製造中止品への対応を管理するガイド

高経年化の進展とともに、既存プラントの設計情報が陳腐化（obsolescence）していくことで、最新技術や知見から遅れを取っていくことや、機器の製造中止等の発生が懸念される。

最新知見の活用としては、他原子力発電所の運転経験や国内外の規制、規格基準及び研究成果最新知見を体系的に収集するために「最新知見活用ガイド」を定めた。これを活用することで、知識及び規制・規格基準の変更に対する旧式化を防ぎ、原子力発電所の継続的な安全性の向上に資することとした。

また、プラントの新規建設等の機会が少なく、プラントメーカーやサプライヤーは、設計技術及び保守技術の継承が困難な状況であり、実際に、使用機器の製造中止等の事例が生じている。

事業者製造中止等への対応としては、プラントの長期運転を実施していく上で、これら製造中止等によって原子力発電所の安全性への影響が生じないよう、管理を強化していく必要がある。このため、「製造中止管理ガイド」を定め、製造中止等への対応のための管理プログラムを整理した。

3. 結論

プラントの高経年化対策として考慮が必要となる事項を IAEA のガイドを参考に検討し、物理的・非物理的劣化に対応するための３つのガイドを定め、これらを活用して安全性向上の取り組みを実施していく。

---

*Atsushi Taniguchi[1], Kensuke Monma[1]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

Poster Session | Poster Session / Awards Ceremony：Poster Session 1

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 5:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 3:00 AM - 8:30 AM UTC | Room PS-1 Common Education Bildg. 1F A22

[2PS-101-01] Poster Session 1

12:00 PM - 5:30 PM JST | 3:00 AM - 8:30 AM UTC

[2PS-101] Poster Session 1

Poster Session | Poster Session / Awards Ceremony | Poster Session 1

[2PS-101-01] Poster Session 1

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 5:30 PM Room PS-1 (Common Education Bildg. 1F A22)

12:00 PM - 5:30 PM

[2PS-101]Poster Session 1

As usual, the Student Poster Session is going to be held by the student network. There is a diversity of posters from various research fields by undergraduate and graduate students in the session. This is also a good opportunity to extend your network because everyone can join until the last day. Please come to see the posters.

©Atomic Energy Society of Japan

Awards Ceremony | Poster Session / Awards Ceremony：Poster Session Commendation Ceremony

Thu. Sep 12, 2019 5:30 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 8:30 AM - 9:00 AM UTC | Room PS-1 Common Education Bildg. 1F A22

[2PS-102-02] Awards Ceremony of Poster Session

5:30 PM - 6:00 PM JST | 8:30 AM - 9:00 AM UTC

[2PS-102] Poster Session Commendation Ceremony

Awards Ceremony | Poster Session / Awards Ceremony | Poster Session Commendation Ceremony

[2PS-102-02] Awards Ceremony of Poster Session

Thu. Sep 12, 2019 5:30 PM - 6:00 PM Room PS-1 (Common Education Bildg. 1F A22)

5:30 PM - 6:00 PM

[2PS-102]Poster Session Commendation Ceremony

As usual, the Student Poster Session is going to be held by the student network. There is a diversity of posters from various research fields by undergraduate and graduate students in the session. This is also a good opportunity to extend your network because everyone can join until the last day. Please come to see the posters.

©Atomic Energy Society of Japan

Poster Session | Poster Session / Awards Ceremony：Poster Session 2

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 5:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2019 3:00 AM - 8:30 AM UTC | Room PS-2 Common Education Bildg. 1F A21

[2PS-201-01] Poster Session 2

12:00 PM - 5:30 PM JST | 3:00 AM - 8:30 AM UTC

[2PS-201] Poster Session 2

Poster Session | Poster Session / Awards Ceremony | Poster Session 2

[2PS-201-01] Poster Session 2

Thu. Sep 12, 2019 12:00 PM - 5:30 PM Room PS-2 (Common Education Bildg. 1F A21)

12:00 PM - 5:30 PM

[2PS-201]Poster Session 2

As usual, the Student Poster Session is going to be held by the student network. There is a diversity of posters from various research fields by undergraduate and graduate students in the session. This is also a good opportunity to extend your network because everyone can join until the last day. Please come to see the posters.

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2019 9:45 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 12:45 AM - 1:50 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[3A01-04] Engineering Technology for Coastal Area 1

Chair:Hitoshi Nakashima(Shimizu)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3A01] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area
(1)Outline of the R&D issues to be focused and its approach

*Minoru Emori[1], Misahiro Kawakubo[1], Masato Kobayashi[1], Tomoko Ishii[1], Daisuke Hayashi[1] (1. RWMC)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3A02] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area
(2)Effect of chemical composition of synthetic solution on corrosion behavior of weld joint of carbon steel overpack

*Masato Kobayashi[1], Masahiro Kawakubo[1], Katsushi Shibata[2], Naoto Tagami[2], Kousuke Inaba[2] (1. RWMC, 2. MHI)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3A03] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area
(3)Behavior of buffer material during re-saturation in saline environment

*Tomoko Ishii[1], Masataka Imai[1,2], Kenji Ishii[3], Ichizo Kobayashi[3] (1. RWMC, 2. Dia Consultants, 3. Kajima)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3A04] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area
(4)Mechanical behavior of buffer material in saline environment

*Ichizo Kobayashi[1], Kenji Ishii[1], Masataka Imai[2,3], Tomoko Ishii[3] (1. Kajima Corporation, 2. Dia Consultants, 3. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

沿岸部における地層処分のための工学技術に関する検討
(1) 全体概要；課題設定と研究アプローチ

Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area
(1) Outline of the R&D issues to be focused and its approach

*江守 稔[1]，川久保 政洋[1]，小林 正人[1]，石井 智子[1]，林 大介[1]
[1]公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター

沿岸部における処分システムの構築を念頭に置いた工学技術の高度化に向けて、塩水系地下水環境下での人工バリア材料等に関する特性データを拡充するとともに処分システムの成立性の提示手法案を整備した。

キーワード：オーバーパック，緩衝材，セメント系材料，性能評価，水理解析

1. 緒言

総合資源エネルギー調査会（地層処分技術 WG）が平成 29 年 4 月に取りまとめた地層処分に関する地域の科学的な特性の提示に係る要件・基準の検討結果では、好ましい特性が確認できる可能性が相対的に高い地域に関する考え方が示され、沿岸部を輸送面でも好ましい地域と整理している。このような整理に至る沿岸部の特性や技術的対応の可能性については、別途設置された研究会（以下、「沿岸部研究会」という。）で議論が進められ、更なる技術の高度化に向けて取り組むべき課題の整理も行われた[1]。このような背景のもと、平成 27～30 年度の資源エネルギー庁の委託事業の一環として、沿岸部における地層処分システムの構築を念頭に置いた工学技術の高度化に向けて、各種の調査研究に取り組んだ。本稿では取り組んだ個々の課題設定の考え方や実施方針について報告する（個々の課題に関して得られた成果はシリーズとして別途報告する）。

2. 工学技術分野における設定課題と実施方針

沿岸部研究会では、今後取り組むべき工学技術分野の課題を表-1 のように整理し、併せて研究開発の方向性を示している。本検討では、①人工バリア材料などに関する劣化や変質に関する現象の把握、②塩水環境下ニアフィールド領域での処分システムの成立性に係わる手法の提示の２つの大項目を設定して取り組んだ。①では、ニアフィールドを構成する各要素の機能や性能に及ぼす塩水の影響を把握し、設計へのフィードバックに資することを目的として、オーバーパック、緩衝材ならびにセメント系材料について、特に設計や施工等のエンジニアリングや操業期間中の安全確保への反映の観点から、各種特性等のデータや変遷挙動等の評価手法の高度化に資する知見の拡充を進めた。②では、ニアフィールド領域における地下水流動に着目しつつ、建設・操業・閉鎖～再冠水に至るまでの水理場の擾乱やそれに伴う地下構成要素の状態や機能の変遷影響等を見込んだうえで、構築される処分システムが期待される初期性能を達成することを示すための手法の構築に取り組んだ。

表-1　沿岸部研究会で示された課題

・オーバーパックの腐食速度に係るデータの拡充
・緩衝材の各種特性に係るデータの拡充
・セメント系材料の各種特性に係るデータの拡充
・グラウト材の各種特性に係るデータの拡充
・グラウト注入施工方法及びその長期的耐久性の検討
・ニアフィールド領域構成材料に係る各種データの拡充に伴う現象モデルの高度化
・処分概念及びそれに必要な総合的評価手法の構築
・地上・地下施設の総合的な設計の検討

なお、本報告は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「沿岸部処分システム高度化開発（平成 27 年度，平成 28 年度，平成 29 年度及び平成 30 年度）」の調査研究成果[2]の一部である。

参考文献

[1] 沿岸海底下等における地層処分の技術的課題に関する研究会，とりまとめ，2016.
[2] 産総研ほか，平成 30 年度高レベル放射性廃棄物地層処分に関する技術開発事業 沿岸部処分システム高度化開発 平成 27 年度～平成 30 年度取りまとめ報告書，2019.

* Minoru Emori[1], Masahiro Kawakubo[1], Masato Kobayashi[1], Tomoko Ishii[1] and Daisuke Hayashi[1]
[1] Radioactive Waste Management Funding and Research Center (RWMC)

沿岸部における地層処分のための工学技術に関する検討
(2) 炭素鋼溶接部の腐食挙動に及ぼす溶液組成の影響

Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area
(2) Effect of chemical composition of synthetic solution
on corrosion behavior of weld joint of carbon steel overpack

*小林 正人[1], 川久保 政洋[1], 柴田 勝志[2], 田上 直人[2], 稲葉 康介[2]
[1]公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター、[2]三菱重工業株式会社

沿岸部の地下水環境から、炭素鋼の腐食に影響を与える重要な化学種である Cl^- と HCO_3^- に着目し、濃度・比率が炭素鋼溶接部の腐食挙動に与える影響を評価した。

キーワード：地層処分、沿岸部、人工バリア、炭素鋼オーバーパック、溶接、腐食、品質改善

試験方法　試験溶液は NaCl と $NaHCO_3$ にて$[Cl^-]=6.0\times10^{-4}$~5.4×10^{-1}mol/L、$[HCO_3^-]=2.0\times10^{-4}$~$2.5\times10^{-2}$ mol/L の範囲で調整した 9 種とした。試験片は炭素鋼鍛鋼品 SF340A(C:0.10, Si:0.18, Mn:0.42, P:0.011, S:0.017)に TIG(Tungsten Inert Gas)溶接よる深さ 60mm の多層盛溶接材から採取した。溶接材料は市販の YGW17（従来材）と、母材希釈を考慮し 0.31%の Ni を添加した改良材[1]の 2 種類を使用した。予備試験で設定した各溶液の保持電位にて、80℃、100hr.の定電位分極を実施した。

結果と考察　$[Cl^-]/[HCO_3^-]\geqq10$ では、母材・溶接部ともに全面腐食、$[Cl^-]/[HCO_3^-]<10$ では不働態化する傾向を示した。また不働態化する場合、$[Cl^-]/[HCO_3^-]\geqq0.2$ では母材・溶接部ともに局部的な減肉が発生し、HCO_3^- 濃度が高く Cl^- 濃度が低い$[Cl^-]/[HCO_3^-]<0.02$ では、設定した保持電位では減肉が認められなかった。

試験後に腐食生成物の除去、表面形状計測を行い、溶接部の選択腐食の程度を Grooving factor α（＝溶接部の最大深さ／全体の平均深さ）を算出した。α について、腐食促進イオン Cl^- の存在比率（$[Cl^-]/[HCO_3^-]$）でプロットしたものを図に示す。母材の腐食深さを基準とした場合、$\alpha\leqq1$ で溶接部の耐食性が母材と同等以上と評価される。従来材の α_0 は溶液組成に因るが 0.8~1.5 となった。一方、改良材の α_I は溶液組成に因るが 0.6~1.1 となった。また α_I と α_0 を比較し、改良材の改善効果を評価した。減肉が認められなかった溶液条件を除き、α_I が α_0 を下回る傾向が確認されたことから、本試験で設定した溶液の範囲においても Ni 添加による選択腐食の改善手法は有効であると言える。

本報告は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「沿岸部処分システム高度化開発（平成 27 年度, 平成 28 年度, 平成 29 年度及び平成 30 年度）」の調査研究成果[2]の一部である。

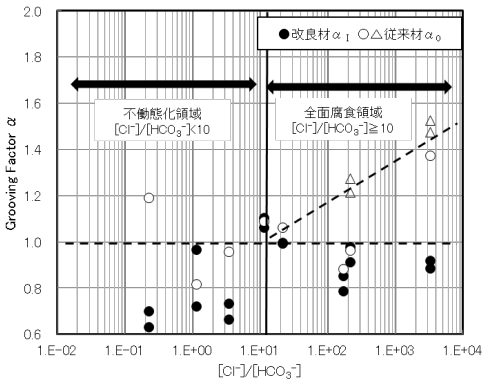


図　Grooving factor α と水質の関係

参考文献

[1] 原環センター、平成 22 年度地層処分技術調査等委託費高レベル放射性廃棄物処分関連（処分システム工学要素技術高度化開発）報告書(第 2 分冊)－人工バリア品質評価技術の開発－(1/2)、 2011.
[2] 産総研ほか、平成 30 年度高レベル放射性廃棄物地層処分に関する技術開発事業 沿岸部処分システム高度化開発 平成 27 年度～平成 30 年度取りまとめ報告書、2019.

* Masato Kobayashi[1], Masahiro Kawakubo[1], Katsushi Shibata[2], Naoto Tagami[2] and Kousuke Inaba[2]
[1] Radioactive Waste Management Funding and Research Center (RWMC), [2]Mitsubishi Heavy Industry

沿岸部における地層処分のための工学技術に関する検討
(3) 塩水環境下での再冠水期間における緩衝材の挙動

Study on Engineering of EBS for Geological Disposal in Coastal Area
(3) Behavior of buffer material during re-saturation in saline environment

*石井 智子[1]，今井 政孝[1,2]，石井 健嗣[3]，小林 一三[3]
[1]原子力環境整備促進・資金管理センター，[2]現：ダイヤコンサルタント，[3]鹿島建設

再冠水期間における緩衝材の挙動に対する沿岸部の海水系地下水の影響を把握することを目的に、これまでの知見を基に影響の把握が必要となる力学挙動を整理し、試験を行った。行った試験のうち、緩衝材流出に関する結果を報告する。

キーワード：緩衝材、ベントナイト、イオン強度、陽イオン、膨潤、流出現象

1. 緒言

沿岸部に高レベル放射性廃棄物処分施設が設置される場合、人工バリアとして設置される緩衝材は塩水環境下で求められる機能を発揮しなければならない。これまでにも、再冠水期間の力学挙動については塩水環境での試験が行われているが、多様なイオン組成、イオン強度を持つ海水系地下水への適用性を評価するためにはさらにデータを拡充する必要がある。本報告では、塩水環境下で再冠水期間に考慮すべき事象についての概要と、実施した試験のうち、緩衝材の流出現象に関する試験で得られた知見を報告する。

2. 再冠水期間に緩衝材に塩水系地下水が影響を及ぼす事象の整理

緩衝材は塩水環境下においても、ある程度高い密度で施工することによって、求められる緩衝材の膨潤性能や透水性は満たされるとして設計されている[1]。これまでの研究では、淡水との比較として、NaCl、$CaCl_2$単成分の水溶液を使用した試験が行なわれ影響が確認された例がある[2]。表１に考慮すべき事象と得られた知見を示す。評価対象の事象についてのデータの有無、影響の大きさにより優先度を決め、緩衝材流出量、浸潤速度、残留密度分布について、塩水組成を考慮した試験を行った。

表１ 沿岸部の地下水を対象とした場合考慮すべき事象

影響事象	評価対象	影響因子	既往の研究における知見、緩衝材の性能に対する影響度など
膨潤性能	残留密度分布	施工品質（密度分布）	液種によって残留**密度差が大きくなる。**
		応力履歴	密度差が発生するが、履歴の差は**小さい**
		二次元の浸潤	液種によって**残留密度差が大きくなる**
	膨潤圧・透水係数	陽イオン交換・可逆性	膨潤圧に差が生じるが透水係数への**影響は小さい**
	浸潤速度	地下水組成	液種により飽和度分布の幅が**異なる**
流出挙動			液種により浸潤速度が**異なる**
	緩衝材流出量	地下水流入条件	液種により流出量、水みちの形状が**異なる**
	抑制効果	人工注水	イオン強度が高いと効果が**低い**。

3.緩衝材流出現象にイオン種が及ぼす影響

緩衝材の流出現象については、NaCl、$CaCl_2$ 水溶液での試験がすでに行われている[2]が、本研究ではその他の主要陽イオン及び多種のイオンを含む海水の緩衝材流出への影響について検討した。試験には小型アクリルセル（供試体：10cmφ×5cm）を用い、単成分の場合の陽イオンの強度は同じとした。総注水量と流出量の関係を図１に示す。流出量は、人工海水は NaCl 溶液と同等、KCl, $MgCl_2$ 溶液は淡水より低かった。流出量が低かったのは、イオン種の影響でベントナイトが凝集し、表面が剥離してもセル外に排出されなかったためと考えられる。

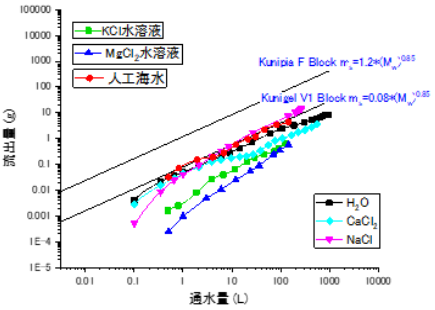


図１ 緩衝材流出に対する液種の影響

本報告は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「沿岸部処分システム高度化開発（平成 27 年度，平成 28 年度，平成 29 年度及び平成 30 年度）」の調査研究成果[3]の一部である。

参考文献 [1] NUMO：包括的技術報告レビュー版, NUMO-TR-18-03, 2018. [2] RWMC：平成 29 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業　処分システム工学確証技術開発　報告書, 2018. [3] 産総研ほか，平成 30 年度高レベル放射性廃棄物地層処分に関する技術開発事業 沿岸部処分システム高度化開発 平成 27 年度～平成 30 年度取りまとめ報告書，2019.

* Tomoko Ishii [1], Masataka Imai[1,2], Kenji Ishii[3] and Ichizo Kobayashi [3]
[1] Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [2]Dia Consultants Co. Ltd, [3] Kajima Corp.

沿岸部における地層処分のための工学技術に関する検討
(4) 塩水環境下での緩衝材の力学挙動

Study on Engineering of EBS for Geological Disposal in Coastal Area
(4) Mechanical Behavior of Buffer Material in Saline Environment

*小林 一三[1]，石井 健嗣[1]，今井 政孝[2]，石井 智子[3]

[1]鹿島建設，[2]現：ダイヤコンサルタント，[3]原子力環境整備促進・資金管理センター

海水系地下水が緩衝材の性能に及ぼす影響に関するデータを拡充するために、人工海水、及び海水に含まれる陽イオンの水溶液等を用いて、そのイオン強度や陽イオンの種類が緩衝材の浸潤、膨潤挙動に及ぼす影響を室内試験によって確認した。

キーワード：緩衝材、ベントナイト，イオン強度，陽イオン，透水係数，膨潤，密度分布

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物(以下、HLW)処分施設における緩衝材の安全機能の確保に必要な設計要件は、低透水性、自己シール性などが挙げられる。また、沿岸部のような地下水に陽イオンを含む場所にHLW処分施設を建設する場合、ベントナイトの陽イオン交換反応によって緩衝材の膨潤性や低透水性が変化するため、設計による対応でこれらの要件を満たす必要がある[1]。そこで、本研究では、沿岸部の地下水環境がHLW処分施設の緩衝材へ及ぼす影響を考慮した緩衝材設計に資するデータを拡充すべく、海水系地下水に含まれるイオン種が締固めたケイ砂30wt%含有Na型ベントナイト（以下、緩衝材）の浸潤、膨潤挙動に及ぼす影響を調べた。

2. 地下水環境が緩衝材の浸潤、膨潤挙動に及ぼす影響評価

地下水環境が緩衝材の浸潤に及ぼす影響を評価するために、人工海水（ASTM D1141）とイオン強度0.5の$CaCl_2$水溶液を使用して、直径50mm、高さ300mm、乾燥密度1.6Mg/m^{3}の緩衝材への1次元浸潤速度を取得した。さらに、緩衝材の膨潤挙動に対する影響評価のために、人工海水（イオン強度0.7程度）とイオン強度が1/2の人工海水（以下、1/2人工海水）を用いた乾燥密度2.0と1.2Mg/m^{3}の緩衝材（どちらも直径60mm、高さ20mm）の膨潤による押し合いの試験（直列膨潤量試験）を実施した。両試験とも、既往の研究[2]で蒸留水とイオン強度0.5のNaCl水溶液を用いて実施した試験結果も併せて比較検討した。その結果、図１に示すように、イオン強度が高いほど浸潤速度が大きくなっており、さらに、イオン種によっても浸潤速度が異なっていた。イオン交換反応の影響があると考えられる。また、浸潤速度は地下水組成に依らず、浸潤時間の平方根に比例していた。図２からは、イオン強度が大きいほど残留密度差が大きいことがわかった。

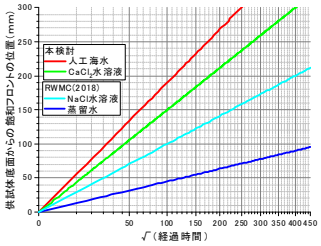


図１ 液種毎の浸潤ﾌﾛﾝﾄの経時変化

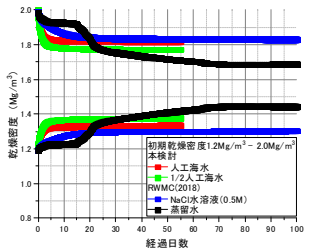


図２ 液種毎の残留密度差

3. 結論

試験の結果、浸潤と膨潤挙動は地下水組成によって変化するが、その傾向は蒸留水を用いて得られた結果と同様であり、地下水環境の影響を適切に考慮すれば、沿岸部でも緩衝材は設計可能であるといえる。

なお、本報告は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「沿岸部処分システム高度化開発（平成27年度，平成28年度，平成29年度及び平成30年度）」の調査研究成果[2]の一部である。

参考文献 [1] NUMO: 包括的技術報告（レビュー版）, NUMO-TR-18-03, 2018.. [2] 産総研ほか，平成 30 年度高レベル放射性廃棄物地層処分に関する技術開発事業 沿岸部処分システム高度化開発 平成 27 年度～平成 30 年度取りまとめ報告書，2019.

*Ichizo Kobayashi[1], Kenji Ishii[1], Masataka Imai[2] and Tomoko Ishii[3]
[1]Kajima Corp., [2]Dia Consultants Co. Ltd, [3]Radioactive Waste Management Funding and Research Center

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

Fri. Sep 13, 2019 10:50 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[3A05-08] Engineering Technology for Coastal Area 2

Chair:Haruo Sato(Okayama Univ.)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3A05] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area
(5)Chemical alteration and mechanical property of cement based material in salt water

*Daisuke Hayashi[1], Masahito Shibata[2], Kazuko Haga[2], Masaya Ida[1,3], Hitoshi Owada[1] (1. RWMC, 2. Taiheiyo Consultant, 3. present: Taiheiyo Consultant)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3A06] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area
(6)Examination of prediction methods of salt water permeation and steel corrosion accompanied by chemical alteration for cement based materials.

*Kazuko Haga[1], Sayuri Tomita[1], Masaya Ida[3], Yosifumi Hosokawa[2], Daisuke Hayashi[3], Hitoshi Owada[3] (1. Taiheiyo Consultant Co., Ltd., 2. Taiheiyo Cement Co.,Ltd., 3. RWMC)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3A07] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area
(7)Hydrogeological modeling of the near field under construction and operations

*Masataka Imai[1,4], Tsuneyuki Maemura[2], Eiko Sugimoto[2], Hajime Takao[3], Yasutaka Mochida[1,5], Minoru Emori[1], Tomoko Ishii[1] (1. RWMC, 2. Dia Consultants, 3. JGC Corporation , 4. Present: Dia Consultants, 5. Present: Japan NUS)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3A08] Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area
(8)The trial for systematization of the method showing establishment of repository system

*Hajime Takao[1], Kazutoshi Yamazaki[1], Tsuneyuki Maemura[2], Fujitaka Kato[3], Kyoko Ichikawa [3,5], Masataka Imai[4,6], Minoru Emori[4], Tomoko Ishii[4], Daisuke Hayashi[4] (1. JGC, 2. Dia Consultants , 3. JANUS, 4. RWMC, 5. present: RWMC, 6. present: Dia Consultants)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

沿岸部における地層処分のための工学技術に関する検討
（5）セメント系材料の塩水による化学変質挙動および力学特性の変化

Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area

(5) Chemical alteration and mechanical property of cement based material in salt water

*林 大介[1]，柴田 真仁[2]，芳賀 和子[2]，井田 雅也[1,3]，大和田 仁[1]

[1]原環センター，[2]太平洋コンサルタント，[3]現所属 太平洋コンサルタント

セメント系材料を希釈した海水に浸漬して化学変質状態を分析すると共に力学特性の変化をビッカース硬度により測定し、Caの溶解、二次鉱物の生成による強度特性の変化の関連についての知見を得た。

キーワード：地層処分，沿岸部，人工バリア，セメント系材料，塩水，化学変質，力学特性

1. 緒言　沿岸部で想定される地下環境において、地層処分（人工バリア）の成立性を評価するうえで必要となる支保工等に使用されるセメント系材料の変質挙動については、これまでに地下水による化学変質を念頭に置いた海水環境での試験により確認されている[1]。沿岸部では、陸域からの地下水により希釈された海水系の地下水が想定され、これによるセメント系材料の化学変質挙動、また、化学変質により力学特性がどの程度変化するか、これらについての知見が少ない。そこで本研究では、希釈した海水でのセメント系材料の化学変質挙動および力学特性に関する試験を行い、Caの溶脱や二次鉱物の生成の挙動を確認し、ビッカース硬度の変化から化学変質と力学特性の関連について検討した結果を報告する。

2. 試験　4種類のセメントペースト(表1)のφ20×30mmの硬化体より、端面1面のみを浸漬液の接触面となる浸漬用試料を作製した。希釈した人工海水(塩水: 表1)に1試料あたり500mlで浸漬し、1か月毎に1回液を交換した。浸漬開始から4及び14か月後に、試料の浸漬面から深さ方向の化学変質状況を、EPMAによる元素分布測定(Ca, Si, Mg,等)及びXRDによる鉱物同定で確認した。同様に深さ方向の硬度分布をマイクロビッカース硬さ試験機で測定した。その結果、OPCの試料は接液面から深さ2~5mmのCaが溶脱し、試料表面に二次鉱物が生成した(カルサイト、ブルーサイト)。塩水濃度によりCa溶脱深さに差はなかったが濃度が小さい程二次鉱物の生成量は少なく、これは塩水のイオン濃度の影響と考えられる。混合セメント(FAC30, BFSC70)の試料は、深さ1~2mmのCaが溶脱し、表面の二次鉱物はOPCと同様だが生成量は少なく、これはCa溶脱量が少ない点の影響と考えられる。混合セメントのCa溶脱部分では、Mg及びSiからなる組成の部分が認められ、空隙が充填されていた。生成鉱物としてM-S-Hの可能性が考えられる。図1に試料接液面から深さ方向のCa濃度分布とビッカース硬度を示す。Caが溶脱した部分の硬度は、溶脱が多いほど低下が大きく、未溶脱部分と比較してOPCで1/2程度、混合セメントで1/3程度にそれぞれ低下した。なお、混合セメントのCa溶脱部分は、二次鉱物により空隙が充填されたが、Ca溶脱による硬度の低下の抑制への寄与は少なかった。本試験により塩水の組成により化学変質挙動が異なること、それにより強度特性の変化が異なることがわかった。今後、現実的な地下水組成や水理挙動を踏まえた試験等により、人工バリアのセメント系材料の強度特性の変遷を評価するための知見が拡充できると考えられる。

表1 試料の配合と浸漬液の種類

試験要因	水　準
試料の配合	OPC※1-45※2, OPC-60※2, FAC30※3※4, BFSC70※4※5
浸漬液の種類(塩水)	人工海水(金属腐食試験用アクアマリン、八州薬品) : 1倍, 1/10倍濃度に希釈, 1/100倍濃度に希釈

注) ※1:普通ポルトランドセメント, ※2:水/粉体比(%), ※3:OPC/フライアッシュ=7/3, ※4:水/粉体比 60%, ※5:OPC/高炉スラグ=3/7

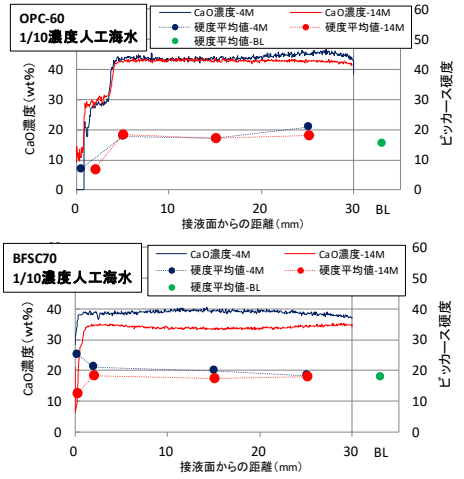


図1 浸漬試料のCa濃度及び硬度の分布

謝辞 本報告は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「沿岸部処分システム高度化開発（平成27年度，平成28年度，平成29年度及び平成30年度）」の成果の一部である。

参考文献

[1] (公財)原子力環境整備促進・資金管理センター，平成24年度地層処分技術調査等事業 TRU廃棄物処分技術 人工バリア長期性能評価技術開発 平成19年度～24年度取りまとめ報告書 (2013)

* Daisuke Hayashi[1], Masahito Shibata[2], Kazuko Haga[2], Masaya Ida[1,3] and Hitoshi Owada [1]

[1]Radioactive Waste Management Funding and Research Center (RWMC), [2]Taiheiyo Consultant, [3]Present, Taiheiyo Consultant

沿岸部における地層処分のための工学技術に関する検討
（6）セメント系材料の化学的変質を伴う塩水浸透および鋼材腐食の予測手法の検討

Study on engineering of EBS for geological disposal in coastal area

(6) Examination of prediction methods of salt water permeation and steel corrosion accompanied by chemical alteration for cement based materials.

＊ 芳賀 和子[1]，富田 さゆり[1]，井田 雅也[2,3]，細川 佳史[4]，林 大介[2]，大和田 仁[2]

[1]太平洋コンサルタント，[2]原環センター，[3]現所属 太平洋コンサルタント，[4]太平洋セメント

一次元の物質移行計算と PHREEQC による熱力学平衡計算を連成させた解析コードによって、種々のセメント系材料における塩水（海水の 1～1/100 倍濃度）の浸透挙動を計算し、鋼材腐食を予測した。

キーワード: 地層処分, 沿岸部, セメント系材料, 熱力学平衡計算, PHREEQC, 物質移行解析, 化学的変質, 鋼材腐食

1. 緒言

沿岸部で想定される地下環境において、地層処分の成立性を評価するうえで、支保工等に使用されるセメント系材料の変質挙動の評価が必要である。鉄筋コンクリートは塩水が浸透すると、内部の鉄筋の腐食膨張によりひび割れが発生する可能性がある。本研究では、建設操業期間中のセメント系材料の機械的特性の変化を評価することを目的に、コンクリートへの塩水の浸透挙動を解析モデルにより検討し、鋼材腐食を予測した。

2. 解析モデル

物質移行計算と熱力学的平衡計算を組み合わせることによって、イオンの浸透とそれに伴う相組成変化を計算する解析モデル[1]を使用した。物質移行計算における各種液相化学種の液相中での移動は、Nernst-Planck 式に基づく質量保存則の式、ならびに、液相化学種の移動に伴い生じる静電ポテンシャルに関する Poisson 方程式に従うものとし、溶脱や 2 次鉱物の生成に伴う空隙変化を拡散係数に反映させた。熱力学相平衡計算は、Nonat[2]の C-S-H 溶解平衡モデルを PhreeqC 上に実装したモデルを使用した。液相化学種や固相の反応式と平衡定数については Wateq4f と Lothenbach ら[3]のものを併用した。また、C-S-H による Na、K の収着についても考慮した。本研究では、コンクリートが地下水で飽和している状態を仮定し、塩水の拡散に伴う鉱物相と空隙水組成の変化を計算した。解析条件を表 1 に示す。

3. 解析結果

コンクリート中の鋼材に対して、空隙水の塩化物イオンは不動態被膜を破壊する腐食に寄与するが、水酸化物イオンは不動態被膜を形成する防食に寄与するため、$[Cl^-]/[OH^-]$ モル比が鋼材の腐食開始に影響を及ぼす。アルカリ溶液における純鉄の腐食試験の結果から、pH が 13.0 のとき、$[Cl^-]/[OH^-]$ モル比が 0.10～0.20 で非腐食から腐食へ移行する遷移域が存在すると報告されていることから[4]、本研究では $[Cl^-]/[OH^-]$モル比 が 0.1 となる深さを腐食発生限界濃度とした。10、30、100 年経過後の OPC コンクリート間隙水の$[Cl^-]/[OH^-]$ モル比が 0.1 になる深さを計算した結果を図 1 に示す。図中の相関式で評価することにより、所定の深さが腐食発生限界濃度に到達する時間を予測することができた。腐食発生限界濃度に到達する早さは、塩水濃度が高いほど早く(図 1)、また、OPC の方が FAC よりも早かった。

表1　解析条件

解析対象	単位セメント量300kg ・普通ポルトランドセメントコンクリート（OPC） ・フライアッシュセメントコンクリート（FAC）
空隙率	OPC:13% FAC:15%
境界条件	・人工海水 ・1/10濃度の人工海水 ・1/100濃度の人工海水
評価期間	100年間

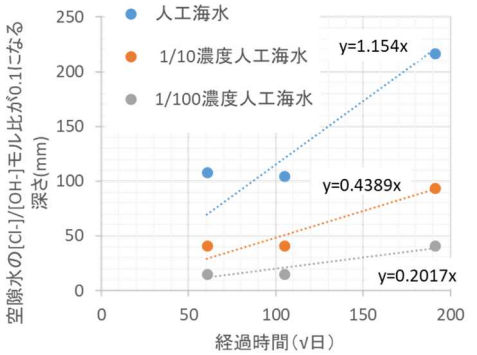


図1 OPCコンクリート空隙水の[Cl-]/[OH-]モル比が0.1になる深さの計算結果

謝辞 本報告は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「平成 30 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（沿岸部処分システム高度化開発）の成果の一部である。

参考文献

[1] Y. Hosokawa, et al., Materials and Structures, 44, 1577-1592(2004).
[2] A. Nonat, Cement and concrete research, 34, 1521-1528(2004).
[3] B. Lothenbach et al., Cement and concrete research. 38, 1-18 (2008).
[4] 石田健太, 他,コンクリート工学年次論文集, 29, 1,1065-1070(2007).

＊ Kazuko Haga[1],Sayuri Tomita[1], Masaya Ida[2,3], Yoshifumi Hosokawa[4], Daisuke Hayashi[2] and Hitoshi Owada[2]

[1]Taiheiyo Consultant, [2]RWMC, [3]Present, Taiheiyo Consultant, [4]Taiheiyo Cement,

沿岸部における地層処分のための工学技術に関する検討
(7) 建設・操業段階におけるニアフィールドの水理モデル化

Study on the EBS for geological disposal in coastal area

(7) Hydrogeological modeling of the near field under construction and operations

*今井　政孝[1,4]，前村　庸之[2]，杉本　映湖[2]，高尾　肇[3]，持田　泰孝[1,5]，江守　稔[1]，石井　智子[1]

[1]原環セ，[2]ダイヤコンサルタント，[3]日揮，[4]現：ダイヤコンサルタント，[5]現：日本エヌ・ユー・エス

本研究では、沿岸海底下を念頭に置いた処分場の建設・操業過程の水理的擾乱に伴う処分システムの状態や機能変遷の程度を評価するための手法の構築を目的として、三次元の水理地質構造モデルを用いて地下水流動解析を行い、性能に影響を与える水理パラメーターを特定し、影響を及ぼす主な要因について整理した。

キーワード：沿岸部，ニアフィールド，人工バリア，地下水流動，非定常解析

1. 緒言

処分施設の建設・操業に伴う地下環境の擾乱は、施設周辺の地下水流動場に変化を生じさせ、処分システム構成要素の性能に影響を及ぼす可能性がある。そこで本研究では、沿岸海底下の水理特性に留意して、建設・操業期間中の地下空間の存在（および湧水の排水）に伴う地下水理環境の擾乱の影響を見積もるための水理解析手法の整備及び体系化を進めた。

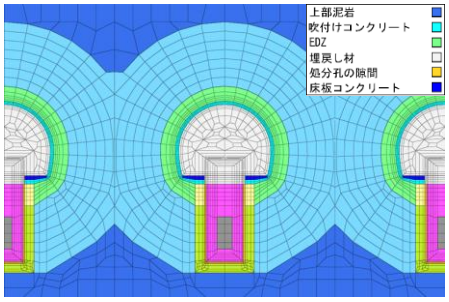


図 1　坑道周辺の解析メッシュ図

2. 検討手法及び結果

水理地質構造モデルは、原子力発電環境整備機構(NUMO)が整備した地質環境モデル(SDM)[1]をベースとして、広域、処分場、ニアフィールドの 3 つのスケールの三次元モデルを作成した（ニアフィールドスケールのモデルの一部を図 1 に示す）。これらのスケールの異なるモデルをネスティング（入れ子構造）することによって、広域からニアフィールドまでの幅広いスケールに対応可能なモデルを構築した。このモデルを用いて、建設・操業期間中における地下施設の展開（時間変化）の影響を考慮するために坑道の状態変化（掘削、埋め戻し）を考慮した非定常の地下水流動解析を行い、坑道及び処分孔の湧水量ならびに坑道周辺の地下水流速を算出した。その結果、各湧水量は、処分坑道の掘削直後は比較的大きな値を示すが、早期に大きな変動は落ち着く傾向となった。また、隣接坑道を埋め戻した後は（そこを介した排水処理が無くなる）、着目坑道の周辺の水圧が回復し、湧水量は再び増加する傾向が見られた。また、坑道及び処分孔の湧水量に影響を及ぼす要因に関する考察の結果、モデル境界と坑道間の割れ目に連続性がある場合に比較的大きな湧水量が生じる事が分かった。

3. 結論

沿岸海底下の水理特性に留意して、建設・操業過程における水理的擾乱の程度を見積もるための水理解析体系を構築した。この水理解析体系を用いて地下水流動解析を行い、湧水量に影響を及ぼす要因が、隣接坑道の埋め戻しやモデル境界と坑道間の割れ目の連続性等であることがわかった。今後の更なる水理解析体系の高度化では、今回のモデルでは考慮していない斜坑や立坑をモデル化することで、建設・操業過程における地下水流動場をより詳細に評価することが可能と考えられる。

本報告は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「沿岸部処分システム高度化開発（平成 27 年度，平成 28 年度，平成 29 年度及び平成 30 年度）」の調査研究成果[2]の一部である。

参考文献

[1] NUMO，包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現−適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築−（レビュー版），NUMO-TR-18-03, 2018.

[2] 産総研ほか，平成 30 年度高レベル放射性廃棄物地層処分に関する技術開発事業 沿岸部処分システム高度化開発 平成 27 年度～平成 30 年度取りまとめ報告書，2019.

*Masataka Imai[1,4], Tsuneyuki Maemura[2], Eiko Sugimoto[2], Hajime Takao[3], Yasutaka Mochida[1,5], Minoru Emori[1] and Tomoko Ishii[1]

[1]RWMC, [2]Dia Consultants, [3]JGC Corporation , [4]Present: Dia Consultants, [5]Present: Japan NUS

沿岸部における地層処分のための工学技術に関する検討

(8) 処分システムの成立性の提示に係る手法の体系化に向けた試行

Study on Engineering of EBS for Geological Disposal in Coastal Area
(8) The trial for systematization of the method showing establishment of repository system

*高尾 肇[1]，山崎 一敏[1]，前村 庸之[2]，加藤 藤孝[3]，市川 恭子[3,5]，
今井 政孝[4,6]，江守 稔[4]，石井 智子[4]，林 大介[4]
[1]日揮，[2]ダイヤコンサルタント，[3]日本エヌ・ユー・エス，[4]原環センター，
[5]現所属 原環センター，[6]現所属 ダイヤコンサルタント

処分システムの地下構成要素の初期性能達成の見通しを得るための手法案を構築するため、事業が先行する諸外国のセーフティケースにおける評価手法等の事例を参照し、処分システムの成立性を提示する手法案を整備した。整備した手法を用いて、緩衝材の流出及びセメント系材料の溶脱を例に試行的な評価を行い、手法の適用性について分析した。
キーワード：初期性能、処分システム、人工バリア、水理解析、エキスパートジャッジ、緩衝材、セメント系材料

1. 緒言

沿岸部における処分システムの成立性を提示するためには、閉鎖後長期の安全性が確保されるように、地下構成要素が必要とされる初期性能を達成する見通しを得る必要がある。そのような見通しを得るための手法を構築するため、本報告では、フィンランドのセーフティケース[1]開発における評価手法等の事例を参照して処分システムの成立性を示す手法案を整備し、竪置き定置方式を対象として同手法の適用性について分析した。

2. 実施方法

整備した成立性を提示する手法案を図 1 に示す。まず、わが国で検討されている人工バリアの設計仕様等を参照して、地下構成要素の初期値を設定し、それを条件とした地下水流動解析を行った。次に、得られた解析結果と既存の評価方法等の知見を用いて、個々の構成要素の影響の程度に関するエキスパートジャッジを行った。今回の試行的な評価では、緩衝材の流出及びセメント系材料の Ca 溶脱に着目し、施工後から再冠水に至るまでの擾乱過程における影響の程度を分析した。

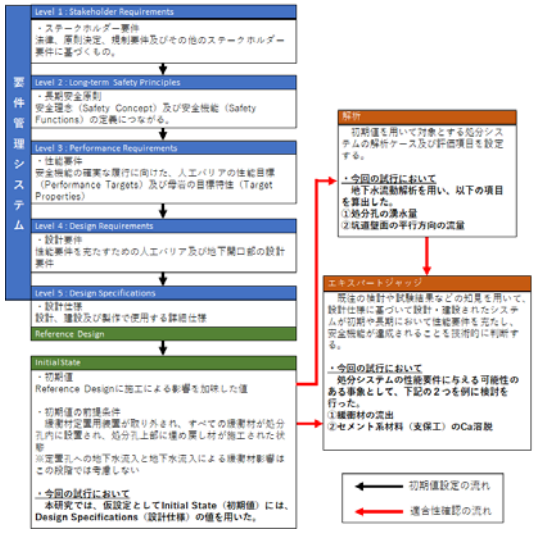


図 1　成立性検討の流れ（案）

○緩衝材の流出：地下水流動解析から得られる処分孔内への湧水量と既存の緩衝材流出試験に関するデータや知見から、緩衝材の流出量（緩衝材の損失量）を推定し、機能維持（成立性）の可否に関する分析を行った。

○セメント系材料の Ca 溶脱：支保工の強度に与える影響の把握に向けて、地下水流動解析から得られるセメント系材料に接触する地下水量と浸漬試験に関するデータや知見を用いた Ca 溶脱による強度低下の推定手法を検討した。

3. 結果

緩衝材の流出については、地下水流動解析から得られた処分孔内への湧水量から緩衝材の流出量を推定し、設定した流出許容量を下回る結果となった。このことから、今回の前提や条件では、緩衝材は設計要件を満足し、処分システムとしての成立の見通しを得た。地下水流動解析から得られた流速から推定される Ca 溶脱は、浸漬試験の浸漬液の交換頻度に基づく流速との比較から、浸漬実験と同程度であると予想された。なお、浸漬試験の結果から Ca 溶脱部の強度は健全部に比べ 1/3 - 1/2 低下することが推定されている。但し、地下水流動解析の結果と浸漬試験条件には差異があり、単純な比較検討はできないため、今後は地下水流動解析の結果と試験条件等のさらなる整合性を図る必要がある。

なお、本報告は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「沿岸部処分システム高度化開発（平成 27 年度，平成 28 年度，平成 29 年度及び平成 30 年度）」の調査研究成果[2]の一部である。

参考文献：[1] POSIVA, “Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Synthesis 2012 ”, POSIVA 2012-12, 2012.
[2] 産総研ほか, 平成 30 年度高レベル放射性廃棄物地層処分に関する技術開発事業 沿岸部処分システム高度化開発 平成 27 年度～平成 30 年度取りまとめ報告書，2019.

* Hajime Takao [1], Kazutoshi Yamazaki [1], Tsuneyuki Maemura [2], Fujitaka Kato [3], Kyoko Ichikawa [3,5], Masataka Imai [4,6], Minoru Emori [4], Tomoko Ishii [4], Daisuke Hayashi [4]　[1]JGC, [2] Dia Consultants, [3] JANUS, [4] RWMC, [5] Present, RWMC, [6] Present, Dia consultant

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

Fri. Sep 13, 2019 2:45 PM - 4:10 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 5:45 AM - 7:10 AM UTC | Room A Common Education Bildg. 1F C11

[3A09-13] Material for Buffer, Filling and Backfill

Chair:Masato Kobayashi(RWMC)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3A09] Character variation of Tsukinuno Na-Bentonite
Part3 the compaction and hydraulic properties

*Shoji MORODOME[1], Masakazu Ito[1] (1. KUNIMINE INDUSTRIES)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3A10] Evaluation of swelling deformation using buffer material swelling sensor on the full-scale in-situ engineered barrier system experiment

*Shun Kimura[1], Masashi Nakayama[1], Kimihiro Kinota[1], Kenji Tanai[1], Sumio Niunoya[2], Tomoyuki Shimura[2], Masaaki Fukaya[2] (1. JAEA, 2. OBAYASHI)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3A11] Study on Hydrogen Generation by Gamma-ray Irradiation Using Various Cement Pasts

*Shoichi Ogawa[1], Kumi Negishi [1], Masaya Ida[1], Daisuke Hayashi[2], Hitoshi Owada[2] (1. Taiheiyo Consultant, 2. RWMC)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3A12] Filling density of crushed-rock-based backfill material with different-sized bentonite pellets

*Mitsunobu Okihara[1], Hitoshi Nakashima[1], Ryoji Yahagi[1], Akira Saito[1], Satohito Toguri[1] (1. Shimizu Corporation)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3A13] Preliminary test for sealing boreholes with bentonite blocks

*Hitoshi Nakashima[1], Akira Saito[1], Toshiyuki Hokari[1] (1. Shimizu Corporation)

4:00 PM - 4:10 PM JST | 7:00 AM - 7:10 AM UTC

Time reserved for Chair

山形県月布 Na ベントナイト特性の変動の検討
（その 3　締固め特性と透水特性）

Character variation of Tsukinuno Na-Bentonite
(Part3 the compaction and hydraulic properties)

*諸留章二[1]，伊藤雅和[1]
[1]クニミネ工業

山形県月布 Na ベントナイト鉱床での広範囲のボーリング調査から得られた、各種ベントナイトコアの締固め特性と透水特性から、その変動を評価した。

キーワード:ベントナイト、ボーリング調査、締固め特性、透水特性

1.　緒言

月布ベントナイト鉱床である水沢層は東西 5km、南北 10km 以上の広範囲にわたって存在している。ベントナイトはその特性が原鉱石に依存するため、採掘箇所によってばらつきや変動幅を有する。そのため、月布ベントナイト鉱床について、その賦存、品質確認の目的で探鉱調査を長期間にわたって継続して実施している。その３となる本報告では、現在までの採掘主体である川向、梅ノ木田鉱床地域を含めて、その北側と南側のエリアでのボーリング調査から得られたベントナイトコア試料を用いて、ベントナイトの締固め特性と透水特性を評価し、その変動について報告する。

2.　試料と試験方法

検討には、川向鉱床、梅ノ木田鉱床の各 1 カ所、その北側と南側各 2 カ所の計 6 カ所で実施したボーリングで採取したコア試料を使用した。月布ベントナイト鉱床は 31 層以上のベントナイト層を有するが、その内土木、ボーリング用に主に採掘がされている 29 番層と 31 番層を試験対象とした。コア試料が少量であるため、締固め特性については塑性限界を測定することにより評価した[1]。塑性限界はコア試料単体と 7 号珪砂配合内割り 30%、50%の条件で実施した。透水特性は有効ベントナイト密度を 3 段階（0.7，1.2，1.5g/cm^{3}程度）に調整し、透水試験[1]を実施し評価した。

3.　試験結果と考察

塑性限界試験の結果、採掘箇所での大きな差はなく（表１）、締固め特性に大きな差はないと考えられる[1]。透水試験結果についても採掘箇所による差は小さく（図 1）、これまでのクニゲル V1 を用いた透水試験結果と同等であった。

調査地域では、ベントナイトの一般物性試験（その 2）の結果も含めて、締固め性、遮水性、吸着性などの特性に大きな違いはなく、放射性廃棄物処分用途でも今後も安定した品質の製品が供給出来ると考えられる。さらに、上記のベントナイト原鉱自体の品質とともに、工場での品質安定化も図られており、より安定した品質が期待できる。

表１　塑性限界試験結果

Bt配合率（%）	50	70	100
29番層	14.9 - 16.6	15.2 - 19.5	22.0 - 27.7
31番層	15.5 - 19.2	17.6 - 23.9	22.2 - 32.4
（クニゲルV1）	16.2	21.6	28.4

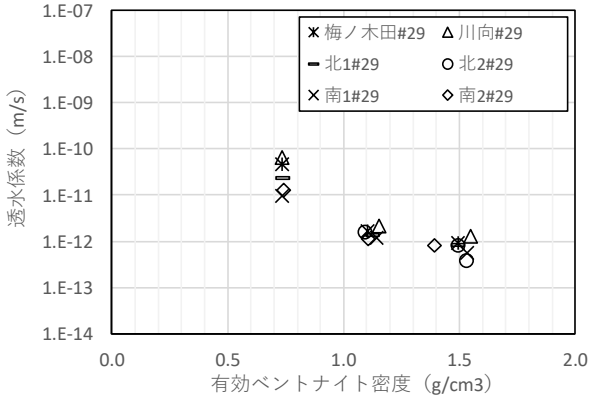


図１　透水試験結果（29 番層）

参考文献

[1]伊藤他:粒状ベントナイトの締固め・透水特性とその簡易評価方法,土木学会論文集 C Vol.62No.4,803-813,(2006).12

*Shoji Morodome[1], Masakazu Ito[1]
[1] Kunimine Industries Co.,Ltd

人工バリア性能確認試験における
緩衝材膨出センサーを用いた膨出量評価

Evaluation of swelling deformation using buffer material swelling sensor on the full-scale in-situ engineered barrier system experiment

*木村 駿[1]，中山 雅[1]，木野田 君公[1]，棚井 憲治[1]，丹生屋 純夫[2]，志村 友行[2]，深谷 正明[2]
[1]原子力機構，[2]大林組

幌延深地層研究センターの地下施設の 350m 調査坑道で実施中の人工バリア性能確認試験では、緩衝材膨出センサーを緩衝材―埋め戻し材境界部に配置し、緩衝材の膨出挙動に関する計測を行っている。膨出センサーによって計測されたひずみデータから膨出量の換算を試み、緩衝材の膨潤変形挙動を推定した。

キーワード：幌延深地層研究計画，原位置試験，人工バリア，ベントナイト，膨潤

1. 緒言

幌延深地層研究センターの地下施設の 350m 調査坑道において、人工バリア定置後の再冠水までの過渡期における熱―水理―力学―化学連成挙動に関するデータ取得を目的とした人工バリア性能確認試験を実施している[1]。本試験では、緩衝材膨出センサーを緩衝材―埋め戻し材境界部に配置し、緩衝材の膨出挙動に関する計測を行っている。膨出センサーによって計測されたひずみデータから膨出量を換算し、緩衝材―埋め戻し材境界部における緩衝材の膨潤変形挙動を推定した。

2. 緩衝材膨出センサー

緩衝材膨出センサーは幅 50 mm、長さ 1390 mm の板の上にカプセル型の光ファイバーひずみゲージを 7 個設置したものである。本試験では、2 枚のセンサーを図-1 に示すように直線上に設置した。それぞれのセンサーは、周辺の岩盤がゆるんでいたため岩盤に固定できず、緩衝材の外縁部にて固定した。膨出量の換算では、まず、緩衝材の膨潤により計測されたひずみからセンサーの伸び量を算出した。その後、センサーの固定点を基準とした各ひずみゲージとの距離より算出した変形方向の角度を用いて、計測点における鉛直方向と水平方向の膨出量に換算した（図-2）。

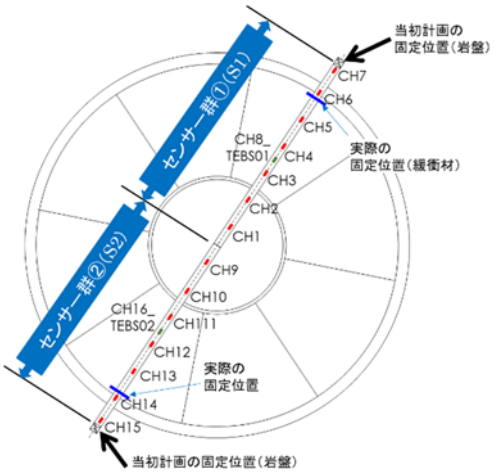


図-1 緩衝材膨出センサー設置図

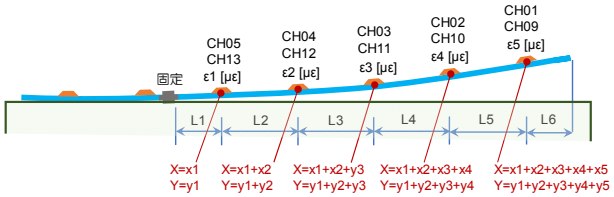


図-2 ひずみ量からの膨出量換算方法

3. 緩衝材の膨潤変形挙動

図-3 中に膨出センサーによる緩衝材の膨出量の経時変化を示す。固定点より外側のひずみゲージ（CH6,7,14,15）では、正常にひずみが計測されておらず、膨出量換算の対象外とした。白線で示す 2017 年 9 月 26 日の時点では、緩衝材中央にて下向きに突出する形状を示し、最大で-300 mm 程度の膨出量を示した。膨出センサーの解析では、ブロック両端を固定した条件で膨出量を換算しているため中央部付近で下向きに変形する挙動を示していると考えられる。しかし、実際には、緩衝材ブロックの外縁から注水を行っているため、膨潤によりブロック外縁がセンサーの固定点ごと上方へ移動していると考えられ、緩衝材内部で 1 段目の底面と 9 段目の上面の間に設置した振動弦式の変位計においても、鉛直上向きに 10 mm 程度の変位が示唆されている[2]。今後は人工バリア性能確認試験を模した室内試験により、緩衝材―埋め戻し材境界部における緩衝材の膨潤変形挙動を検証する予定である。

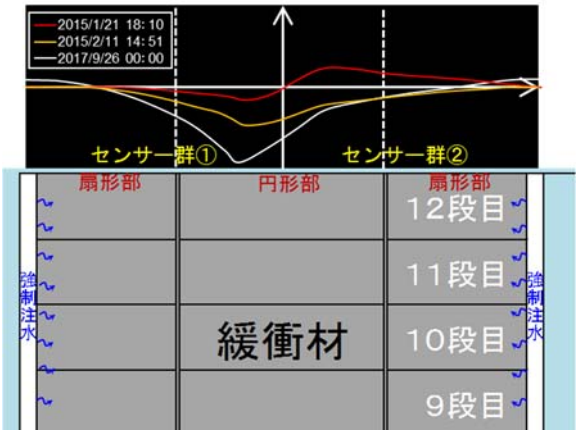


図-3 膨出センサーによる膨潤変形挙動の推移

※本報告は、経済産業省委託事業「高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（処分システム評価確証技術開発）」の成果の一部である。

参考文献

[1] 中山ほか，日本原子力学会 2015 年秋の大会予稿集 H57(2015)，[2] 中山ほか，JAEA-Data/Code 2019-003(2019)

*Shun Kimura[1], Masashi Nakayama[1], Kimihiro Kinota[1], Kenji Tanai[1], Sumio Niunoya[2], Tomoyuki Shimura[2] and Masaaki Fukaya[2]
[1]JAEA, [2]OBAYASHI

各種セメントペーストを用いた水の放射線分解による水素ガス生成の検討

Study on Hydrogen Generation by Gamma-ray Irradiation Using Various Cement Pasts

*小川 彰一[1]，根岸 久美[1]，井田 雅也[1]，林 大介[2]，大和田 仁[2]，
[1](株)太平洋コンサルタント，[2]原環センター

放射性廃棄物に関する充填や固化に用いられるセメント系材料は，水を含むため，放射線分解による水素ガス生成が懸念され抑制対策が必要である。水素ガス生成はセメント系材料の含水量に依存すると考えられるため，乾燥や水セメント比やセメント種類の違いについて知見を拡充し，これらの水素ガス生成に及ぼす影響について検討した。

キーワード：各種セメントペースト，水素ガス生成，水セメント比，ガンマ線照射，放射性廃棄物

1. 緒言　TRU 廃棄物の処分では，廃棄体を廃棄体パッケージ内に収納し，廃棄体が移動しないようセメント系材料を廃棄体パッケージ内へ充填することが検討されている。セメント系材料は水分が含まれるため，廃棄物に由来する放射線による水素ガス生成が懸念され，その抑制対策が必要とされる。セメント系材料からの水素ガス生成は主に含水率に依存すると考えられるが，水セメント比やセメント種類の影響に関する知見は少ない。そこで水素ガス発生の低減を目的として，まず，乾燥や配合要因の影響について検討した。

2. 実験　普通ポルトランドセメント(OPC)，低熱ポルトランドセメント(LPC)，OPC に高炉スラグを 70wt%置換したセメント(BSC)及び OPC にフライアッシュを 30wt%置換したセメント(FAC)の 4 種類を用いた。セメントペーストは水セメント比(W/C)0.3～0.8，養生 3 日または 1 ヶ月間とした。試料をガラス管に入れ純空気で置換した後，^{60}Co によるγ線を照射し(照射線量：5kGy)，生成する水素をガスクロマトグラフィーで定量した。また，TG-DTA を実施し室温～1000℃までの質量減少率を含水率とした。なお，セメントペーストを乾燥させた試料についても検討した。

3. 結果・考察　図1に水セメント比と$G_{(H2)}$値との関係を示す。$G_{(H2)}$値は測定試料の含水率から算出した水質量あたりの水素発生率である。$G_{(H2)}$値は，セメント種類により異なり，水セメント比が小さいほど低く，硬化セメント中の水の存在状態にも影響を受けると考えられる。図2は各試料の含水率と水素生成率との関係を示した。水素生成は主に含水率に依存したが，試料が水分を含んでいても水素ガス発生が少ない領域が存在する結果となった。セメント系材料からの水素ガスの発生源は自由水のみであるとの報告[1]もあり，結晶水等の硬化セメント中の水の存在状態は水素ガス発生に影響すると考えられた。また，セメント種類によって直線関係を外れるプロットがあり，BSCでは含有する硫化物などがOHラジカルと反応しH_2生成量が増えた可能性が考えられる。

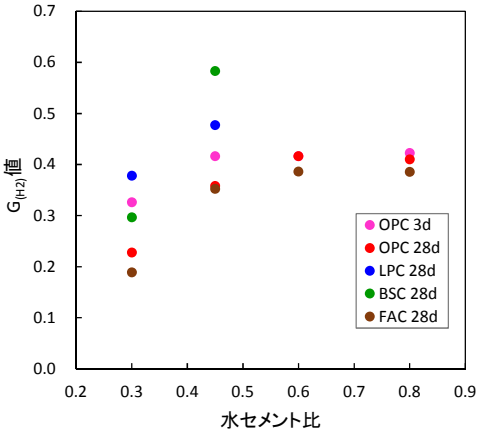


図 1　水セメント比と $G_{(H2)}$値との関係

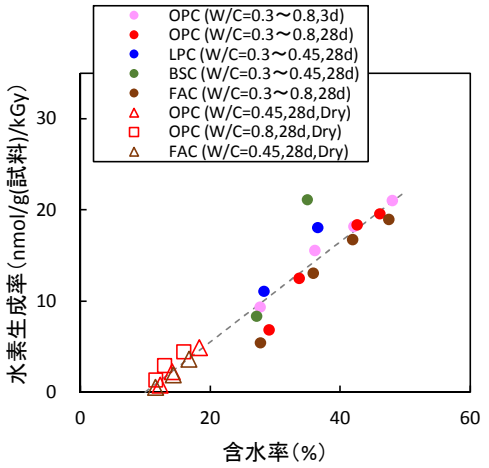


図 2　含水率と水素生成率との関係

参考文献：[1]高橋賢臣，藤田智，電力中央研究所報告 L11020 (2013)

謝辞：本報は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「平成30 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（TRU 廃棄物処理・処分に関する技術開発）」の成果の一部である。また，名古屋大学 熊谷純准教授にご指導とご助言を賜りました。

*Shoichi Ogawa[1], Kumi Negishi[1], Masaya Ida[1], Daisuke Hayashi[2], Hitoshi Owada[2]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd, [2]Radioactive Waste Management Funding and Research Center

砕石とベントナイトペレットを混合した埋戻し材の充てん密度に与える砕石径の影響

Filling density of crushed-rock-based backfill material with different-sized bentonite pellets

*沖原 光信[1]，中島 均[1]，矢萩 良二[1]，齋藤 亮[1]，戸栗 智仁[1]
[1]清水建設

放射性廃棄物処分施設の埋戻し材を対象として、掘削ズリに小粒径のベントナイトペレット（以下、「ペレット」と称す）を混合した材料を、所定の位置に流し込むだけの施工方法を検討しており、材料の種類や混合割合を変えた充てん実験にて有効粘土密度を確認した。掘削ズリの粒径を大きくし、2 粒径を混合したペレットを用いると充てん後の埋戻し材の有効粘土密度が高くなることが分かった。

キーワード：ベントナイトペレット，砕石，埋戻し材，有効粘土密度

1. 緒言

放射性廃棄物処分施設の埋戻し材は低透水性が求められ、掘削ズリに 15wt%程度のベントナイトの添加が考えられている[1]。一方、PEM 方式の処分坑道の埋戻しでは、より低透水性のために、ベントナイトの混合割合を 50wt%程度まで高くすることが考えられている[2]。著者らは、掘削ズリにペレット[3]を混合した材料を流し込むだけの埋戻し方法に着目し、その充てん密度を検討している[4]。掘削ズリをコンクリート用砕石で模擬し、粒径 1mm 程度のペレットを混合材料として充てん実験を行った結果、ペレットの割合が 30%で充てん密度が最大値を示した。遮水性の指標となる有効粘土密度は、砕石割合が 50%まではペレット 100%（すなわち砕石割合 0%）で得られる充てん密度とほぼ同等であるが、砕石割合が 50%以上では小さくなる傾向を示した[5]。また、混合割合が同じでも、ペレットを小粒径にする、もしくは砕石の粒径を大きくすれば、充てん密度や有効粘土密度が大きくなる傾向を示した[6]。本報は、PEM 定置後の処分坑道の埋戻しを対象としてペレット混合割合を 50%程度にした埋戻し材で、充てん密度が高くなる配合を求めるために、砕石の粒径やペレットの種類を変えて実施した充てん実験の結果報告である。

2. 充てん実験方法と実験結果

埋戻し材の有効粘土密度の上限値は、ペレットのみ充てん密度より大きくならないため、充てん密度が高くなるペレットを使用することが有効となる。ただし、砕石の隙間に適切に充てんするためには、ペレットはできるだけ小粒径が望ましいため、充てん密度が大きくなる粒径 4mm と 1mm ペレットを混合したものを用いた。直径 100mm×高さ 127mm の金属モールドでの充てん密度は 1mm ペレットのみでは 1.12Mg/m^3 であったが、4mm・1mm 混合ペレットでは 60:40 混合で最大値 1.23 Mg/m^3 を示した。

掘削ズリを想定した砕石は、粒径が 40～20mm の砕石 4020 と 40～30mm の砕石 4030 を用いた。実験に用いた材料の自然含水比は、砕石 0.2～0.4%、ペレット 7.8～9.7%であった。

充てん実験は、混合した砕石とペレットを直径 300mm×高さ 300mm の円筒形金属モールドにスコップで流し込んで充てんした。充てん密度は、充てんした混合材料の乾燥重量から求めた。

図 1 に実験結果を示す。比較として砕石 2010 と 1mm ペレットを混合した結果を併記した[4]。4mm・1mm 混合ペレットを使用すると 1mm ペレットより有効粘土密度が大きく、また、砕石 4030 の方が、砕石 4020 よりも有効粘土密度が高くなった。これは、最小粒径が大きい砕石 4030 の方が、すき間が大きくなり、ペレットの充てん性が向上するからと考えられる。

3. 結論

掘削ズリにペレットを混合した材料を流し込みにより充てんする場合には、2 粒径混合ペレット（例えば、4mm と 1mm）を用い、さらに、砕石間のすき間が大きくなる材料（例えば、砕石 4030）を用いることで、有効粘土密度が高くなることが分かった。今後、大粒径ペレット（例えば、粒径 10～20mm 程度）と掘削ズリを混合した場合のデータを取得する計画である。

参考文献

[1]核燃料サイクル開発機構：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第２次とりまとめ－分冊 2 地層処分の工学技術, JNC TN1400 99-022 (1999). [2]原子力発電環境整備機構:包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現－適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築－（レビュー版）,NUMO-TR-18-03, 2018 年 11 月. [3]中島均, 齋藤亮, 石井卓：高密度で真球度が高いベントナイトペレットの製造方法, 原子力学会, 2013 年春の年会, A19. [4]中島均, 齋藤亮, 矢萩良二, 戸栗智仁：砕石にベントナイトペレットを混合した埋戻し材の充てん性, 原子力学会, 2017 年秋の大会, 2H20. [5]中島均, 齋藤亮, 矢萩良二, 沖原光信, 戸栗智仁：砕石とベントナイトペレットを混合した埋戻し材の充てん密度, 原子力学会, 2018 年春の年会, 2L06. [6]中島均, 齋藤亮, 矢萩良二, 沖原光信, 戸栗智仁：砕石を用いた埋戻し材に混合するベントナイトペレットの粒径と充てん密度, 原子力学会, 2018 年秋の大会, 2F05.

*Mitsunobu Okihara[1], Hitoshi Nakashima[1], Ryoji Yahagi[1], Akira Saito[1] and Satohito Toguri[1]
[1]Shimizu Corporation.

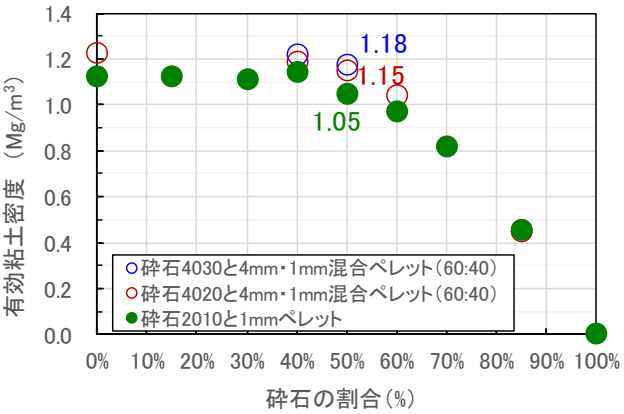


図 1　砕石と混合ペレットの割合と有効粘土密度

ベントナイトブロックを用いたボーリング孔閉塞の予察試験

Preliminary test for sealing boreholes with bentonite blocks

*中島 均[1]，齋藤 亮[1]，穂刈 利之[1]

[1]清水建設

放射性廃棄物処分施設における調査ボーリング孔の閉塞材料として圧縮ベントナイトブロックを使用する方法を想定し、閉塞挙動と閉塞後の閉塞性能の見通しを室内実験により確認した。

キーワード：ボーリング孔，閉塞技術，ベントナイトブロック

1. 緒言

放射性廃棄物処分事業において地下水流動調査に用いられたボーリング孔は水みちとならないように適切に閉塞する必要がある[1]。閉塞材料として低透水性材料のベントナイトを使用する場合、粒状の原鉱石やベントナイトペレットが使用されることが多い。しかし、高い密度の充てんが難しいことや適切に充てんできたことを確認しにくいなどの、品質に係る問題が指摘されることがある。そこで、高圧縮に締め固めたベントナイトブロックをボーリング孔に設置する方法が考えられている。ブロックを設置するためにはブロックと孔壁の間に必然的にある程度のすき間が生じることから、室内実験により、すき間の閉塞挙動と閉塞後の閉塞性能を確認した。



図 1 ベントナイトブロック

2.ボーリング孔閉塞実験

2-1. ベントナイトブロック

ベントナイト 70%、砂 30%を混合して含水比 23%に調整した材料を、直径 150 mm、高さ 170 mm の金属モールド内で、4.5 kg ランマーを用いて 50 回／層×4 層の条件で締固め、乾燥密度 1.61 Mg/m^3 の砂ベントナイト成形体を作製した。この成形体を直径 80 mm のボーリングビットでコアリングし、上下面をカットして平滑に仕上げ、直径 80.2 mm、高さ 127 mm の円筒形ベントナイトブロックを成型し、これを閉塞材とした（図 1 参照）。

2-2. 閉塞実験方法

図 2 にボーリング孔を模擬したアクリルモールド（内径 100 mm、高さ 127 mm）へのベントナイトブロックの設置状況および水の供給状況を示す。ベントナイトブロックが埋める必要があるすき間は 10 mm である。下部より注水し、セル内が水で満たされたのち、上下より 0.6 MPa の水圧を与え、48 日間静置した。その後、上部の水圧を 0.4 MPa に下げ、上部に設置したビューレットの変化より通水量を測定した。

図 3 は，通水開始時からの透水係数の変化を示している。通水後 10 日程度で透水係数は 5×10^{-12} m/s 程度を示し、その後 20～30 日で 3～4×10^{-12} m/s を示した。供試体がすき間を埋めてセル内で均質化すると、その乾燥密度は 1.03 Mg/m^3 となる。これは有効粘土密度で表すと 0.82 Mg/m^3 となる。砂ベントナイトの有効粘土密度と透水係数の関係は文献（例えば、[2]）に示されており、それらの値と比較して今回得られた透水係数は妥当な値を示していた。すなわち、比較的早い段階ですき間は閉塞され、均質化した状態の遮水性を発揮していると言える。



(a) すき間　(b) セット状況　(c) 注水の様子　(d) 注水完了後

図 2　ボーリング孔閉塞実験の様子

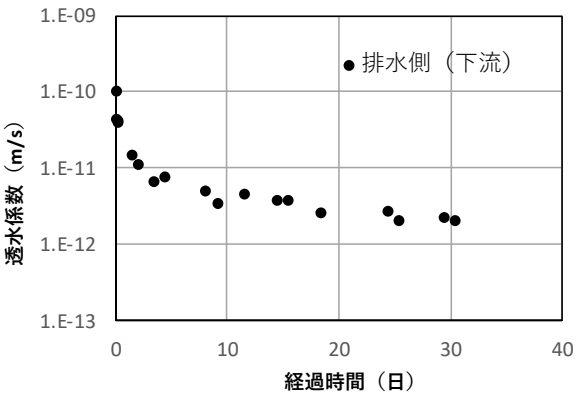


図 3　透水係数の推移

3. 結論

ベントナイトブロックを用いてボーリング孔を閉塞したときに、ベントナイトブロックの状況および閉塞性能としての透水係数を測定した。その結果、比較的早い段階ですき間は充てんされ、想定した透水係数が得られることがわかった。

参考文献

[1] 核燃料サイクル開発機構：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第 2 次とりまとめ－分冊 2 地層処分の工学技術, JNC TN1400 99-022 (1999). [2] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構：TRU 廃棄物処分技術検討書－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－, JNC TY1400 2005-002(2005).

*Hitoshi Nakashima[1], Akira Saito[1] and Toshiyuki Hokari[1]

[1]Shimizu Corp.

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

Fri. Sep 13, 2019 9:30 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[3B01-05] Nuclide Separation and Adsorption/Extraction Separetion 1

Chair:Tatsuro Matsumura(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3B01] Development of Simplification Separation Process from High-level radioactive liquid waste using Impregnated Silica Adsorobent

(1)Adsorption and Separation Characteristics of Heat-generating Elements and Platinum Group Metals

*Masahiko Kubota[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1. Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel Chemical Analysis co., Ltd.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3B02] Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption characteristic of Platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes

(5)Synthesis and sorption studies of aluminum ferrocyanide

*Yusuke Inaba[1], Miki Harigai[1], Sotaro Tachioka[1], Ria Mishima[1,3], Keita Saito[1], Kenji Takeshita[1], Shinta Watanabe[2], Jun Onoe[2] (1. Tokyo Tech, 2. Nagoya Univ., 3. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3B03] Development of cyano-group bridge-type coordination polymer with a high sorption characteristic of Platinum-group elements for high quality and volume reduction of vitrified objects containing high-level radioactive nuclear wastes

(6)Analysis of physical factors in metal ion sorption to hexacyanoferrate by first-principles calculations

*Shinta Watanabe[1], Miki Harigai[2], Yusuke Inaba[2], Masato Nakaya[1], Kenji Takeshita[2], Jun Onoe[1] (1. Nagoya Univ., 2. Tokyo Tech)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3B04] Development of Selective Separation Method of Platinum Group Metals from High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids

(2)Extraction behavior using MPE-TDGA Extractant with [Bmim][NfO] Ionic Liquid

*Haruka Oosugi[1], Tadayuki Takahashi[1], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1. Tohoku University)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3B05] Development of Selective Adsorption and Separation Method of Platinum Group Metals from High-level Radioactive Liquid Waste

(1)Adsorption and Separation behavior of Sulfur-containing Amide Acid-functionalized Silica Adsorbent

*Naoki Osawa[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1. Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

含浸吸着材を用いた高レベル放射性廃液中からの簡素化分離プロセスの開発 （1）発熱性元素及び白金族元素の吸着・分離特性

Development of Simplification Separation Process from High-level liquid waste using Impregnated Silica Adsorbent

(1)Adsorption and Separation Characteristics of Heat-generating Elements and Platinum Group Metals

*久保田　真彦[1,2]，伊藤　辰也[1]，金　聖潤[1]

[1] 東北大学，[2] 日本原燃分析株式会社

高レベル放射性廃液(HLLW)中に含まれる発熱性元素及び白金族元素の簡素化分離プロセスを開発する為、発熱性元素及び白金族元素を一括して吸着・分離することができる多孔性シリカ担持型吸着材を新たに調製し、模擬 HLLW を用いて吸着・分離特性について評価した。

キーワード：高レベル放射性廃液、発熱性元素、白金族元素、分離

1. 緒言　使用済核燃料の再処理により発生する HLLW 中には、発熱性元素(Cs, Sr)、白金族元素(Pd, Rh, Ru)等が多く含まれている。これらの元素を分離することで、ガラス固化体の最終処分における負荷軽減及び資源としての有効利用が可能となる。これまで多孔性シリカ担持型吸着材を用いた抽出クロマトグラフィー法による核種分離プロセスを検討しているが、多段であるため、煩雑である[1]。そこで、本研究では簡素なプロセスを構築するため、多孔性シリカ/ポリマー複合担体粒子(SiO_2-P)に 1,3-[(2,4-diethylheptylethoxy)oxy]-2,4-crown-6-calix[4]arene（Calix[4]arene-R14）、4,4',(5')-di-(*tert*-butyl-cyclohexano)-18-crown-6（$DtBuCH_{18}C_6$）、*N*,*N*'-dimetyl-*N*,*N*'-dihexyl-thiodiglycolamide（Crea）及び Tri-*n*-octylamine（TOA）を含浸担持させて吸着材を調製し、吸着・分離特性を評価、単一カラムによる分離を検討した。

2. 実験　吸着材は、Calix[4]arene-R14、$DtBuCH_{18}C_6$、Crea 及び TOA を用い、含浸担持法によって SiO_2-P に担持させて調製した。吸着材は、各金属イオン濃度を 5 mM (mol/dm^3)に調整した模擬 HLLW を用いたバッチ試験によって、硝酸濃度依存性、接触時間依存性、温度依存性等を評価した。水相中金属イオン濃度の測定には、ICP-AES 及び AAS を用いた。

3. 結果　バッチ吸着試験における吸着前後の金属イオン濃度から分配係数を計算し、硝酸濃度に対する依存性を求めた結果を図 1 に示す。試験の硝酸濃度範囲において、Cs、Sr、Ru は硝酸濃度 2～3 M で分配係数の最大値を示した。本試験条件では、Pd は硝酸濃度にあまり依存せず分配係数が高い結果を示した。よって、HLLW 中から発熱性元素及び白金族元素を一括して吸着・分離することが可能であると考える。以上の結果に加え、接触時間依存性、温度依存性等の結果について報告する。

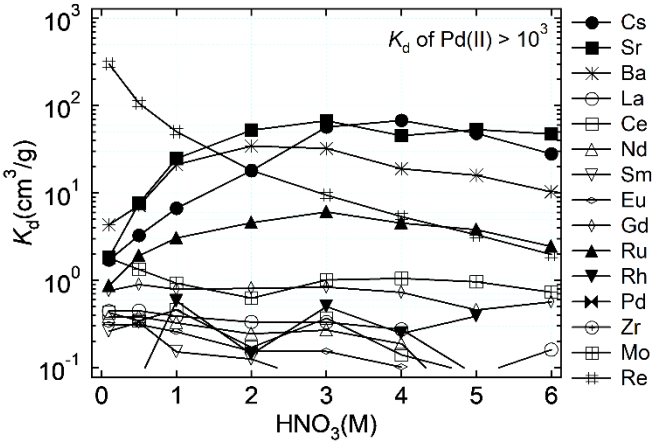


図 1. 吸着材における金属元素吸着に対する硝酸濃度の影響
([HNO_3]: 0.1～6 M, [Metal]: 5 mM, Time: 5 h, Temp: 25℃)

参考文献

[1] S.-Y. Kim, Y. Xu, T. Ito, et al., J. Radioanal. Nucl. Chem., 295, 1043 (2013).

*Masahiko Kubota[1,2], Tatsuya Ito[1] and Seong-Yun Kim[1]

[1]Tohoku Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Chemical Analysis co., Ltd.

高レベル放射性廃液ガラス固化体の高品質・減容化のための白金族元素高収着能を有するシアノ基架橋型配位高分子材料の開発
（５）フェロシアン化アルミニウムの合成と金属イオン収着性能評価

Development of Cyano-group Bridge-type Coordination Polymer with a High Sorption Characteristic of Platinum-group Elements for High Quality and Volume Reduction of Vitrified Objects Containing High-level Radioactive Nuclear Wastes

(5) Synthesis and Sorption Studies of Aluminum Ferrocyanide

*稲葉 優介[1]，針貝 美樹[1]，立岡 壮太郎[1]，三島 理愛[1,3]，斉藤 慧太[1]，竹下 健二[1]，
渡邊 真太[2]，尾上 順[2]
[1]東京工業大学，[2]名古屋大学，[3]JAEA

白金族元素及び Mo に対する収着性能に優れるフェロシアン化アルミニウム（AlHCF）の合成条件を再検討した結果と、単一金属イオン（Mn, Co, Ni, Y, Zr, Mo, ニトロシル Ru, Rh, Pd, Cs, Gd）に対する AlHCF、FeHCF、MnHCF、CdHCF の収着試験結果から推察される共収着による収着性能向上について報告する。
キーワード：フェロシアン化物，白金族元素，モリブデン，ガラス固化体

1. 緒言　高レベル放射性廃液（HLLW）中の白金族元素のガラスメルターへの沈積や Mo 酸塩によるイエローフェーズの形成は、ガラス固化体の発生量増大を招いている。我々の研究グループは、これまでに、多種のフェロシアン化金属を用いた模擬 HLLW からの収着試験を行い、AlHCF が白金族元素（Ru, Rh, Pd）と Mo に対して高い収着性能を有することを明らかにし、HLLW から白金族元素と Mo を分離することによるガラス固化体の高品質、高減容化を目指している。本発表では、AlHCF の更なる高性能化と収着特性の解明を目的に、AlHCF の合成条件の再検討及び模擬 HLLW に対する収着試験の結果および AlHCF、FeHCF、MnHCF、CdHCF を用いた単一金属イオンに対する収着試験結果について報告する。

2. 結果と考察　AlHCF の合成条件の再検討を行った。反応時の温度を 0、25、50℃の 3 条件、反応後の乾燥温度を凍結乾燥、25、75℃の 3 条件とし、計 9 通りの条件で AlHCF を合成後、7 成分模擬 HLLW（Fe, Mo, Ru, Rh, Pd, Cs, Gd, 各 1 mM）を用いて収着試験を行った（固液比：20 mg/10 mL、室温、24 時間振盪）。乾燥温度の違いにより収着性能の差が見られ、凍結乾燥を行った AlHCF は、Mo、ニトロシル Ru、Rh に対する収着性能（室温合成では、それぞれ 62、23、29%）が、他の乾燥方法と比べて約 5〜10%向上した。

10 mM の単一金属イオンを含む 1.5 M 硝酸水溶液 10 mL に、フェロシアン化物 20 mg を加え、室温で 96 時間振盪することにより収着試験を行った。Ru に対しては、AlHCF、CdHCF、MnHCF が比較的高い収着率（約 75、62、74%）を示した。一方、FeHCF は低い収着率を示した（24%）。Rh に対しては、全てのフェロシアン化物において、低い収着率を示した（0〜5%）。Pd に対しては、AlHCF と MnHCF が中程度の収着率（60%、55%）を示し、FeHCF と CdHCF は比較的低い収着率を示した（37、33%）。Mo に対しても全てのフェロシアン化物において低い収着率（約 10%以下）を示した。これらの収着挙動は、7 成分模擬 HLLW を用いた AlHCF の収着試験結果とは異なり、多成分溶液と単一溶液では、収着挙動や収着機構が異なる可能性が示唆された。AlHCF の多成分系の収着では、白金族元素（Ru, Rh, Pd）等の収着によって、AlHCF の電荷状態や構造が変化し、Mo に対する収着性能が向上している可能性が考えられる。

【謝辞】本研究は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の助成により行われた。

---

*Yusuke Inaba[1], Miki Harigai[1], Sotaro Tachioka[1], Ria Mishima[1,3], Keita Saito[1], Kenji Takeshita[1], Shinta Watanabe[2], Jun Onoe[2]
[1]Tokyo Tech, [2]Nagoya Univ., [3]JAEA

高レベル放射性廃液ガラス固化体の高品質・減容化のための白金族元素高収着能を有するシアノ基架橋型配位高分子材料の開発
（6）第一原理計算によるフェロシアン化物への金属イオン収着における物理因子の解析

Development of Cyano-group Bridge-type Coordination Polymer with a High Sorption Characteristic of Platinum-group Elements for High Quality and Volume Reduction of Vitrified Objects
(6) Analysis of Physical Factors in Metal Ion Sorption to Hexacyanoferrate by First-principles Calculations

*渡邊 真太[1]，針貝 美樹[2]，稲葉 優介[2]，中谷 真人[1]，竹下 健二[2]，尾上 順[1]
[1]名古屋大学，[2]東京工業大学

我々は、フェロシアン化物を収着剤として用いた白金族・Mo の分離回収プロセスを提案している。白金族・Mo に対して、より高い収着性能を有する材料の設計と創製を目的に、本研究では、金属イオンに対するフェロシアン化物の収着性能を支配する物理因子を第一原理計算により抽出・解析した。

キーワード：白金族元素，モリブデン，フェロシアン化物，高レベル放射性廃液，第一原理計算

1. 緒言：我々の研究グループでは、高レベル放射性廃液（HLLW）からの白金族（Ru, Rh, Pd）および Mo の分離・一括回収システムを提案している。このシステムでは、シアノ基架橋型配位高分子の一種であるフェロシアン化物（HCF）を収着剤として用いている。システムをより高効率化するためには、白金族および Mo に対して高い収着能を有する HCF の開発が必要である。一方で、新規収着剤合成から収着試験までの一連の実験プロセスを考慮すると、実験による網羅的な材料探索には時間とコストがかかるため、理論設計による効果的な探索が望まれる。本研究では、効率的な材料探索を目指して、第一原理計算により収着性能を支配する物理因子を抽出・解析し、収着率との相関関係を検討した。

2. 計算手法：密度汎関数理論に基づく第一原理計算を用いて、HCF の金属収着に関与すると考えられるエネルギー物理量（生成エンタルピー、金属欠陥生成エンタルピー等）を算出した。これらの各種エネルギー物理量と実験による収着率との相関関係を検討することにより、収着を支配する物理因子の抽出を行った。理論計算は、擬ポテンシャル法により、交換相関汎関数に一般化勾配近似である PBE を用いて行った。

3. 結果と考察：これまでの研究から、白金族および Mo は HCF 表面へ吸着後、ナノ空間内部を拡散し、(100)面内でトラップされ、HCF 骨格を形成する金属イオンとの置換反応により収着することが分かっている。これらの過程における表面吸着・拡散・置換の各種エネルギーについては、置換エネルギーが実験による収着率との間に最も良い相関関係を有することが分かった。さらに、種々の HCF の生成エンタルピーおよび骨格内の金属欠陥生成エンタルピーを評価したところ、後者と収着率との間に良い線形相関が見られた（図 1）。これらの相関関係から、高収着能を有する収着剤開発の理論予測が可能であることが示唆された。

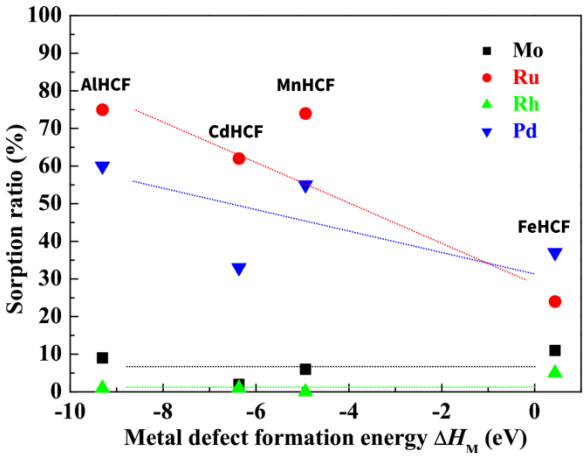


図 1. HCF 中の金属欠陥生成エンタルピーと白金族・Mo の収着率との相関関係

謝辞：本研究は、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の助成により行われた。また、 CASTEP による理論計算は、名古屋大学 VBL「ナノ構造設計システム」を利用して行われた。

---

*Shinta Watanabe[1], Miki Harigai[2], Yusuke Inaba[2], Masato Nakaya[1], Kenji Takeshita and Jun Onoe[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Tokyo Tech.

イオン液体による高レベル放射性廃液からの白金族元素の選択的分離法の開発
(2) MPE-TDGA 抽出剤含有イオン液体[Bmim][NfO]を用いた抽出特性

Development of Selective Separation Method of Platinum Group Metals from High-level Radioactive Liquid Waste using Ionic Liquids

(2) Extraction behavior using MPE-TDGA Extractant with [Bmim][NfO] Ionic Liquid

*大杉 遥[1]，高橋 正幸[1]，伊藤 辰也[1]，金 聖潤[1]

[1]東北大学

高レベル放射性廃液中の白金族元素（Ru、Rh、Pd）を選択的に分離・回収するため、MPE-TDGA (N,N'-dimethyl-N,N'-di-2-phenylethyl-thiodiglycolamide) 抽出剤を含有したイオン液体 [Bmim][NfO] (1-butyl-3-methylimidazolium nonafluorobutane-sulfonate)を用いて硝酸水溶液からの白金族元素の抽出特性を評価した。

キーワード：高レベル放射性廃液、白金族元素、イオン液体、溶媒抽出

1. 緒言　使用済み原子燃料の再処理で発生する高レベル放射性廃液（HLLW）には、産業で有用な希少元素の白金族元素が含まれている。白金族元素は、HLLW から分離・回収し、資源としての有効利用が期待されているが、その際に効率的な分離・回収技術の開発が必要不可欠である。そこで、安全性の高い溶媒であるイオン液体を用いた溶媒抽出法に着目し、HLLW からの白金族元素分離を検討し報告してきた[1]。MPE-TDGA 抽出剤（図 1）を含有したイオン液体[Bmim][NTf_2]では、硝酸水溶液中から Pd(II)を迅速かつ選択的に分離できることが明らかとなった。そこで本研究では、白金族元素をより効率的に分離･回収するため、MPE-TDGA を含有した[Bmim][NfO]における硝酸水溶液からの白金族元素の抽出特性について検討した。

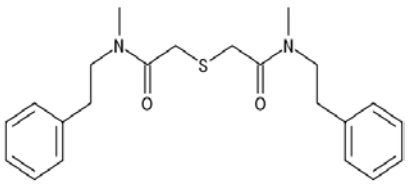


図 1. MPE-TDGA の構造

2. 実験　所定濃度の MPE-TDGA を含有した[Bmim][NfO]を調整し、金属元素を各 5 mM ずつ含む硝酸溶液を用いてバッチ抽出試験を行った。抽出前後の水溶液中の金属濃度を ICP-AES で測定し、抽出率（E_{Metal}）を求めた。

3. 結果　イオン液体のみ及び MPE-TDGA を含有した[Bmim][NfO]による Ru(III)、Rh(III)及び Pd(II)の抽出の初期硝酸濃度依存性を図 2 に示す。MPE-TDGA を含有した[Bmim][NfO]の抽出率は、イオン液体のみでの結果よりも増加する傾向がみられた。Pd(II)は、抽出剤を加えることで硝酸濃度に依存せずにほぼ全量を抽出した。また、Ru(III)及び Rh(III)は、抽出剤を含有した[Bmim][NTf_2]よりも抽出率が増加しており[1]、抽出剤だけでなくイオン液体アニオンも抽出に関与していると推測される。よって、MPE-TDGA と[Bmim][NfO]を併用することで、HLLW からの Ru(III)、Rh(III)及び Pd(II)のより効率的な分離が可能になると考えられる。以上の結果に加え、時間、温度の依存性、模擬 HLLW を用いた場合の白金族元素の抽出選択性などの特性を報告する。

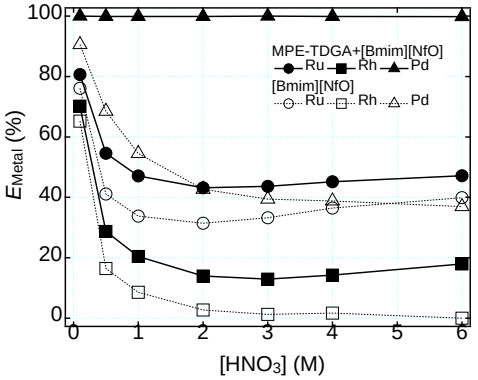


図 2. Ru(III)、Rh(III)及び Pd(II)の抽出に対する初期硝酸濃度の影響
（[HNO_3]: 0.1 ~ 6 M, [MPE-TDGA]: 50 mM [Metal]: 5 mM, Temp.: 25 ˚C ,Time: 2 h, V_{aq} : V_{IL} = 1 mL:1 mL）

参考文献

[1] 大杉遥、高橋正幸、伊藤辰也，金聖潤、日本原子力学会 2019 年春の年会、2B06 (2019).

*Haruka Oosugi[1], Tadayuki Takahashi[1], Tatsuya Ito[1] and Seong-Yun Kim[1]

[1]Tohoku Univ.

高レベル放射性廃液中からの白金族元素の選択的吸着・分離法の開発
（1）硫黄含有アミド酸修飾シリカ吸着材の吸着・分離特性

Development of Selective Adsorption and Separation Method of Platinum Group Metals from High-level Radioactive Liquid Waste
(1) Adsorption and Separation behavior of Sulfur-containing Amide Acid-functionalized Silica Adsorbent

*大沢 直樹[1,2]，伊藤 辰也[1]，金 聖潤[1]
[1]東北大学，[2]日本原燃

高レベル放射性廃液中に含まれる白金族元素を選択的に吸着・分離するため、シリカゲル担体に硫黄含有アミド酸配位子を導入した吸着材を調整し、模擬廃液中に含まれる白金族元素の吸着・分離特性について評価した。

キーワード：高レベル放射性廃液、白金族元素、分離特性、硫黄含有アミド酸修飾シリカ吸着材

1. 緒言　高レベル放射性廃液（HLLW）の処理方法として導入されているガラス固化法において、HLLW に含まれる白金族元素（PGMs）は Mo とともにガラス固化操作を阻害することが知られている。また、希少資源の有効利用の観点からも、HLLW からの PGMs の分離・回収技術の開発が期待されている。近年、PGMs に対して親和性の高いチオジグリコール酸誘導体をシリカ担持型吸着材やイオン液体に用いることで、PGMs に対する吸着・抽出能が発現することが示されている[1,2,3]。本研究では HLLW から PGMs をより効率的に吸着するため、硫黄含有アミド酸配位子を複数導入した吸着材を新たに合成し、模擬 HLLW を用いて吸着・分離特性を評価した。

2. 実験　チオジグリコール酸アミドを 2 個導入した TDGAA(2)-Si 及び 3 個導入した TDGAA(3)-Si をそれぞれ 3-(Ethylenediamino)propyl 及び 3-(Diethylentriamino)proryl 修飾シリカゲルに無水チオジグリコール酸を反応させて合成した（図 1）。吸着特性は、各金属イオンを 5 mM ずつ含む模擬 HLLW を用いたバッチ試験から評価した。吸着前後の水溶液中の金属イオン濃度の測定には AAS および ICP-AES を用いた。

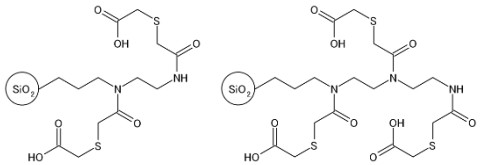


図 1. 新規硫黄含有アミド酸修飾シリカ吸着材

3. 結果　TDGAA(2)-Si の金属イオンの吸着に対する初期硝酸濃度の影響を図 2 に示す。Pd(II)の分配係数 K_d はチオジグリコール酸誘導体を用いた先行研究と同様に高い値を示しており[1-3]、Pd(II)の吸着選択性が非常に高いことがわかる。一方で、Ru(III)及び Rh(III)の K_d は硝酸濃度の増加に伴い、増加する傾向を示している。以上に加え、温度依存性や選択性、カラム分離特性等について報告する。

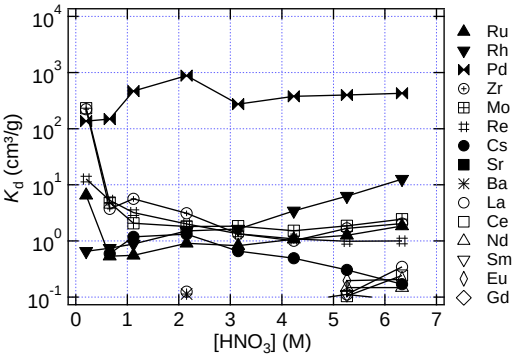


図 2. 吸着特性に対する硝酸濃度の影響

参考文献

[1] 伊藤辰也、他、日本原子力学会 2012 年秋の大会、F51 (2012)
[2] 伊藤辰也、他、日本原子力学会 2019 年春の大会、2B07 (2019)
[3] T.Ito, S.-Y.Kim, J. Ion Exchange, 29(3), 97-103 (2018)

*Naoki Osawa[1,2], Tatsuya Ito[1] and Seong-Yun Kim[1]
[1]Tohoku Univ., [2]JNFL

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

Fri. Sep 13, 2019 10:50 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[3B06-09] Nuclide Separation and Adsorption/Extraction Separetion 2

Chair:Tetsuo Fukasawa(HGNE)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3B06] Structural Analysis for MA Recovery Process Development Using HONTA Extractant

*Makoto Okada[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Tsuyoshi Arai[3], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University , 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Shibaura Institute of Technology)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3B07] Research on extraction mechanism of rare earth elements using extractants for MA/RE separation

*Yosuke Yoneda[1], Takahiro Kawakami[1], Tatsuro Matsumura[2], Hideya Suzuki[2], Satoshi Fukutani[3], Chizu Kato[1], Toshiyuki Fuji[1] (1. Osaka Univ., 2. JAEA, 3. Kyoto Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3B08] Development of separation method for actinides and fission products by solvent extraction

1: Outline explanation

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

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3B09] Study on Separation of Sr(II) and Ba(II) using Sulfur-containing Extractant Impregnated Adsorbent

*Tatsuya Ito[1], Taiga Kawamura[1], Haruka Oosugi[1], Seong-Yun Kim[1] (1. Tohoku Univ.)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

HONTA 抽出剤を用いた MA 回収プロセス開発のための構造解析

Structural analysis for development of Minor Actinide recovery process using HONTA extractant

*岡田 諒 [1]，渡部 創 [2]，佐野雄一 [2]，新井剛 [3]，松浦治明 [1]
[1] 東京都市大学大学院，[2] 日本原子力研究開発機構，[3] 芝浦工業大学

高レベル放射性廃液からの選択的 MA(III)回収に対して有効である HONTA 抽出剤の性能評価として、溶媒抽出法および抽出クロマトグラフィー法で形成された Eu 錯体の EXAFS 解析を行った。局所構造の硝酸濃度依存性が確認できた。

キーワード：高レベル放射性廃液、抽出クロマトグラフィー、溶媒抽出法、HONTA 抽出剤、EXAFS、Eu

1. 緒言

使用済み核燃料中の 3 価のマイナーアクチニド(MA(III):Am、Cm)は、他の核分裂生成物(FP)から分離し、それらの放射線毒性を低下させるために他の核種に変換する必要がある[1]。本研究では化学的類似性の高い 3 価のランタニド Ln(III)との分離工程に用いる抽出剤として ヘキサオクチルニトリロトリアセトアミド(HONTA)抽出剤を取り上げ､溶媒抽出系と抽出クロマトグラフィー系で形成された Eu 錯体の構造について、その硝酸濃度依存性を EXAFS 解析により調査した。

2. 実験

HONTA 抽出剤を 20 wt%となるよう、多孔質シリカ粒子にスチレンジビニルベンゼン共重合体を被覆した粒子(SiO_2-P と呼称)に含浸させたものを吸着材とした。硝酸濃度をパラメータとして、吸着材と 25 mM の Eu を含む硝酸溶液を 1：10 の割合で 3 時間振とうし、固液分離し乾燥させた。乾燥させた吸着材と溶媒抽出により生成した錯体構造を希土類元素の L_{III} 吸収端 EXAFS により解析した。EXAFS 実験は高エネルギー加速器研究機構 PF、BL27B、及びあいちシンクロトロン光センターBL5S1 にて実施した。

3. 結果・考察

先行研究により、溶媒抽出系と抽出クロマトグラフィー系で抽出性能が異なることが確認されていたため、構造の変化から差が生じる要因を考察した[2]。硝酸濃度の増加に伴い吸収端の立ち上がりの大きさは減少し、最近接酸素配位数は増加した。配位数が増加したのは錯体形成のための硝酸イオンからの酸素の増加によるものだと考えられる。図 1 に 2 つの系での Eu の動径構造関数を硝酸濃度に対してプロットしたものを示す。EXAFS 振動、動径構造関数から 2 つの系での Eu 周りの構造に違いは見られなかった。また、フィッティング解析の結果から 2 つの系での最近接酸素配位数、Eu-O 距離の硝酸濃度依存性は同様であることが分かった。今後、IBIL の結果と比較して精査していく。

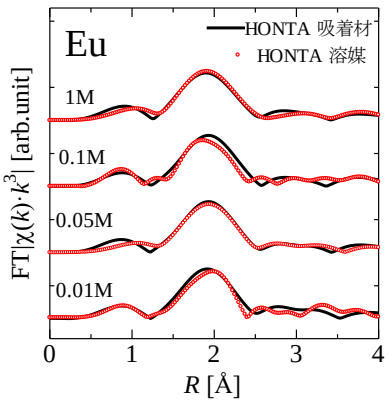


図 1 Eu の構造関数の硝酸濃度依存性

参考文献
[1] International Atomic Energy Agency, “Technical Reports Series No. 435 IAEA, Vienna (2004).
[2] S. Watanabe, H. Suzuki, I. Goto, H. Kofuji and T. Matsumura, , J.Ion Exch., 29, 3, 71-75 (2018)
本研究成果は平成 30 年度文科省 国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業「合理的な MA 回収工程の構築に向けた溶媒抽出／低圧損抽出クロマトグラフィを組み合わせたハイブリッド型プロセスの開発」による成果の一部である。

*Makoto Okada [1], Sou Watanabe [2], Yuichi Sano[2], Tsuyoshi Arai [3] and Haruaki Matsuura[1]
[1]Tokyo City University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Shibaura Institute of Technology

MA/RE 分離用抽出剤を用いた希土類元素の抽出機構に関する研究

Research on extraction mechanism of rare earth elements using extractants for MA/RE separation

*米田 陽介[1]，川上 貴大[1]，松村 達郎[2]，鈴木 英哉[2]，福谷 哲[3]，加藤 千図[1]，藤井 俊行[1]
[1]大阪大学，[2]日本原子力研究開発機構，[3]京都大学複合原子力科学研究所

新規抽出剤 *N,N,N′,N′,N″,N″*-ヘキサオクチルニトリロトリアセトアミド(HONTA)を用いた溶媒抽出実験を行い、希土類元素の抽出メカニズムを研究した。抽出実験及び、有機相の分光分析から抽出される錯体種を推測した。その結果、HONTA 系では水相の硝酸濃度により生成する錯体種が異なることが分かった。

キーワード：分離変換技術，希土類元素，溶媒抽出，HONTA

1. 背景

高レベル放射性廃液(HLLW)から、強毒性、長期発熱性のマイナーアクチノイド(MA)を分離・回収し、短半減期化する分離変換技術の研究開発が行われている。分離変換によって、ガラス固化体の減容化・有害度低減が可能となる。しかし、HLLW 中に含まれる 3 価の MA と希土類元素(REE)は、化学的性質が類似しているため、高度な分離技術を必要とする。近年、MA に高い選択性を有する抽出剤 HONTA が新規に開発された。HONTA を用いた抽出試験において、La や Nd のような軽 REE の分配比には特徴的な酸濃度依存性が見られた[1]。そこで本研究では、HONTA を用いて REE の溶媒抽出メカニズムを調査した。

2. 実験

水相に Pm を除く全 REE 1 ppm を溶解した硝酸(0.08, 1.5 M)を用い、有機相には 0.01~0.4 M の HONTA を溶解したドデカンを用いて、30 分間攪拌し正抽出を行った。遠心分離後の有機相を分取し、5 M の硝酸で逆抽出を行った。誘導結合プラズマ発光分光分析装置、及び誘導結合プラズマ質量分析装置を用いて正抽出、及び逆抽出後の水相の溶質濃度を測定し、分配比を求めた。

3. 結果・考察

図 1 に REE(Sc, Y, La, Nd, Eu, Dy, Ho)分配比の HONTA 濃度依存性を示す。高濃度硝酸条件(1.5 M)では、全 REE の HONTA 濃度依存性(slope)は 0.8～1.2 となった。一方、低濃度硝酸条件(0.08 M)での slope は、Sc : 1.2、La : 1.5、Y : 2.1、他 REE : 1.6～1.8 であり、高濃度硝酸条件より大きくなった。この結果から、低濃度硝酸条件では HONTA : REE = 2 : 1 錯体が 1 : 1 錯体より多く生成すると考えられる。また、slope が大きい低濃度硝酸条件の方が、分配比は高くなる傾向が見られたが、La のみ逆転の関係が見られた。さらに、0.02～4 M 硝酸条件における Nd 錯体の吸光分光分析、及び Eu 錯体の蛍光分光分析によって、抽出錯体の HONTA/REE 比についての検討結果を報告する。

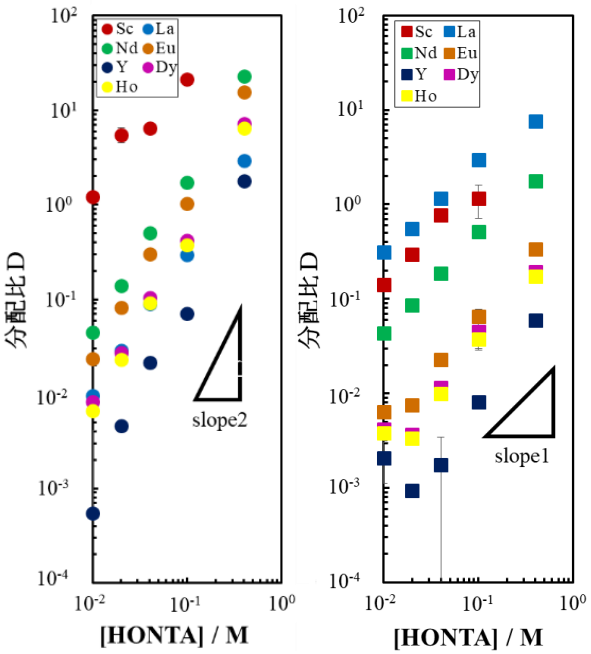


図 1　REE 分配比の HONTA 濃度依存性
低濃度硝酸：0.08 M(左)、高濃度硝酸：1.5 M(右)

参考文献 [1] 鈴木 英哉、山下 健仁、村山 琳、伴 康俊、柴田 光敦、黒澤 達也、川崎 倫弘、佐川 浩、佐々木 祐二、松村 達郎「ADS による核変換サイクルの確立を目指した MA 分離プロセスの開発, 9; MA/RE 相互分離のための新規抽出剤の検討」日本原子力学会 2017 年春の年会、神奈川、3I01、2017 年 3 月

*Yosuke Yoneda[1], Takahiro Kawakami[1], Tatsuro Matsumura[2], Hideya Suzuki[2], Satoshi Fukutani[3], Chizu Kato[1], Toshiyuki Fujii[1]
[1]Osaka University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

溶媒抽出法による An, FP 分離技術開発

Development of separation method for actinides and fission products by solvent extraction

その１：概要説明

1: Outline explanation

*佐々木祐二[1]、松宮正彦[2]
[1]原子力機構、[2]横浜国大

我国ではこれまでに An に加えて FP 元素の相互分離技術開発を活発に行ってきた。それは、放射性廃棄物減容や資源の有効利用の観点からである。４群群分離では沈殿・吸着・溶媒抽出など複数の化学分離を適用した。そこで我々は、An, FP を溶媒抽出法のみの方法で分離することを試みる。ここではその概要を紹介する。
キーワード：４群群分離技術、核分裂生成元素、アクチノイド、溶媒抽出法

１．緒言　我国では、高レベル廃液の廃棄物減容や有害度低減を目指している。これを進めるには、アクチノイド（An）分離のみではなく、高発熱性の Cs, Sr やガラス固化体の制限因子となりえる Mo, 白金族元素を分離回収し適切な方法で処置する必要がある。以上のことを踏まえると、以前原子力機構で精力的に進めた「４群群分離プロセス」を発展させることに大きな意義がある。幾つかの方法で改善案はあると推測されるが、ここでは溶媒抽出法を用いて、An, FP の相互分離を目指す。

MA 燃料の基礎となる An を DGA 化合物で, 高発熱性の Cs, Sr はクラウン化合物、Mo, 白金族元素は窒素系抽出剤の NTA アミドを代表に、それぞれ元素群の溶媒抽出を試みる。

２．実験方法　有機相に DGA、クラウン化合物、NTA アミドを適切な有機溶媒に溶解する。水相のベースに硝酸溶液を、An/Ln 相互分離時に DTPA アミド酸をこれに添加した。非放射性元素の測定には ICP-OES 又は ICP-MS を、An の測定には液体シンチレーション計数装置を用いた。

３．結果　図に水相単サイクル型溶媒抽出法による An, FP 相互分離のフローシート(一例)を記す。単サイクルには水相を利用するケースと有機相を用いるケースが想定されるが、著者の経験から前者の方が分離は容易である。また、An/Ln や Am/Cm 相互分離も検討対象であるが、この場合は単サイクルではなくループを組むようになる。なお、上記の一部抽出剤は工程で利用するドデカンへの溶解性が著しく低い。従って、ここではケトンやアルコール系の溶媒を利用する。加えて、抽出剤の性能から目的元素以外を回収する可能性もあり、分離順や水相の液性を詳細に検討する必要がある。分離後の製品を評価することで、廃棄物減容・有害度低減効果を確認する。

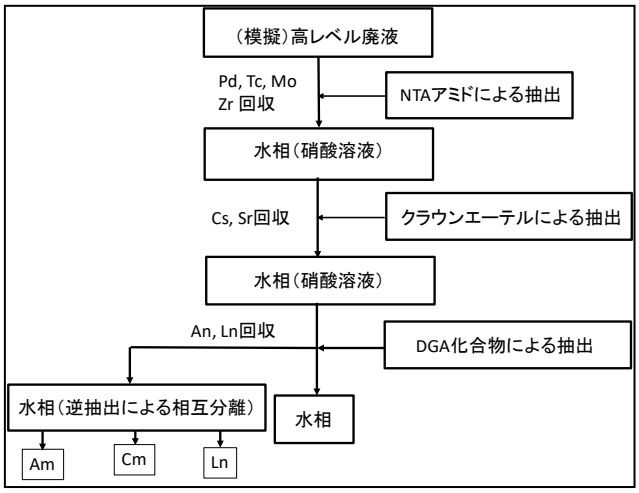


図１　溶媒抽出法による An, FP 分離(一例)

本研究は科学研究費助成事業「湿式精錬とイオン液体電析の連携による新規希土類高純度化技術の開発（課題番号:１８Ｈ０３４０４）」の成果の一部である。

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

硫黄含有抽出剤を用いた含浸吸着材による Sr(II)と Ba(II)の分離に関する研究

Study on Separation of Sr(II) and Ba(II) using Sulfur-containing Extractant Impregnated Adsorbent

*伊藤 辰也[1]，川村太冴[1]，大杉 遥[1]，金 聖潤[1]

[1]東北大学

高レベル放射性廃液中に含まれる Sr-90 の娘核種である Y-90 の医療応用及び国産化を目指し、その分離・回収・精製プロセスを構築するため、類似の化学的性質を有する Sr(II)と Ba(II)を分離する吸着材としてチウラムジスルフィドやチオジグリコールアミド等の硫黄含有化合物を含浸担持した吸着材を調製し、硝酸水溶液中における吸着特性を取得した。

キーワード：高レベル放射性廃液，ストロンチウム，バリウム、イットリウム，抽出剤含浸型吸着材

1. 緒言　高レベル放射性廃液（HLLW）は、含有する元素の特性等に応じて分離することで、高レベル放射性廃棄物の最終処分に関わる負荷軽減と資源創出が可能になると考えられている。その中でも、Sr-90 の娘核種である Y-90 は、放射性薬剤として医療分野での利用が期待されている。我々はこれまでに、4,4',(5')-di-(*tert*-butyl- cyclohexano)-18-crown-6（$DtBuCH_{18}C_6$）含浸吸着材による模擬 HLLW からの Sr(II)の分離や、Octylphenyl (*N*,*N*-diisobutylcarbamoylmethyl)phosphine oxide)（CMPO）含浸吸着材等による酸溶液中における Sr(II)と Y(III)の分離などを明らかにしてきた[1,2]。しかし、$DtBuCH_{18}C_6$ 含浸吸着材を用いる場合、Sr(II)と Ba(II)が同様に溶離されることが判明しており、不純物の低減と技術的選択肢の拡大を図るためには、類似の化学的性質を有する Sr(II)から Ba(II)を分離する必要がある。そこで本研究では、チウラムジスルフィド（TDS）（図 1）やチオジグリコールアミド（TDGA）等の硫黄含有化合物を含浸担持した吸着材を新たに調製し、硝酸水溶液中における吸着特性を取得した。

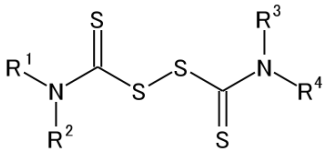


図 1. TDS の構造

2. 実験　吸着材は、側鎖にブチル基を 4 つ有する Tetrabutylthiuram disulfide（TBTDS）及び 2-エチルヘキシル基を 4 つ有する Tetra(2-ethylhexyl)thiuram disulfide（T(2EH)TDS）を多孔性シリカ/ポリマー複合担体粒子（SiO_2-P）に含浸担持させて TBTDS/SiO_2-P 及び T(2EH)TDS/SiO_2-P をそれぞれ調製した。吸着特性は、Sr(II)及び Ba(II)を 5 mM ずつ含む硝酸水溶液を用いたバッチ吸着試験から評価した。吸着前後の水溶液中金属イオン濃度の測定には ICP-AES を用いた。

3. 結果　Sr(II)及び Ba(II)の抽出に対する初期硝酸濃度の影響を、吸着前後の金属イオン濃度から計算した分配係数 K_d を用いて図 2 に示す。硝酸濃度が 0.1 M 以下では、どちらの吸着材に対しても Sr(II)、Ba(II)は吸着しないが、0.1 M 以上では Ba(II)のみ K_d が大幅に増加し、Ba(II)を選択的に吸着することが明らかとなった。また、T(2EH)TDS よりも TBTDS の方が Ba(II)の吸着性が高いことが判明した。以上に加え、温度依存性や選択性等の抽出特性について報告する。

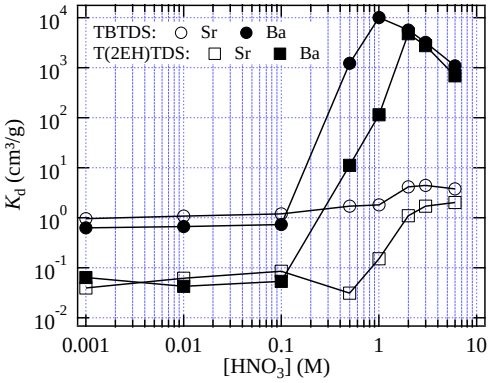


図 2. TDS 含浸吸着材に対する Sr(II)及び Ba(II)吸着の初期硝酸濃度依存性
（[Metal]: 5 mM, Time: 5 h, Temp.: 25 ˚C, Phase ratio: 20 mL/g）

参考文献

[1] S.-Y. Kim, et al., *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, **295**, 1043 (2013).
[2] 川村 太冴、他、日本原子力学会 2017 年秋の大会、1A01 (2017).

*Tatsuya Ito[1], Taiga Kawamura[1],Haruka Oosugi[1], Seong-Yun Kim[1]
[1]Tohoku Univ.

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

Fri. Sep 13, 2019 2:45 PM - 4:20 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room B Common Education Bildg. 1F C12

[3B10-15] Nuclide Separation and Adsorption/Extraction Separetion 3

Chair:Yuji Sasaki(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3B10] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(16)Progress of Development of the HLW Granule Manufacturing Method

*Yoichi Endo[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ouchi[1] (1. NFD)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3B11] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(17)Design of the HLW granulation equipment

*Koichi Kawaguchi[1], Tomoomi Segawa[1], Katsunori Ishii[1], Akihiro Suzuki[2] (1. JAEA, 2. NFD)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3B12] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(18)Chemical stability during storage of the HLW granules containing moisture contaminated before loading into canister

*Yusa Muroya[1], Akihiro Suzuki[2], Yoichi Endo[2] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. NFD)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3B13] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(19)Dissolution behavior of the simulated HLW granules containing Am, Cm and Np tracers

*Tatsuro Matsumura[1], Sho Ishii[1], Akihiro Suzuki[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3B14] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(20)Evaluation for Reduction Effect of Granule Storage Volume Using the Measured Thermal Conductivity

*Keita Endo[1], Tetsuo Fukasawa[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Akihiro Suzuki[2] (1. HGNE, 2. NFD)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3B15] Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(21)Effectiveness of Flexible Waste Management for FBR Cycle Scenario

*Tetsuo Fukasawa[1], Keita Endo[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Akihiro Suzuki[2] (1. HGNE, 2. NFD)

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発 （16）顆粒体製造技術開発の進捗状況

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(16) Progress of Development of the HLW Granule Manufacturing Method

*遠藤 洋一[1]，鈴木 晶大[1]，大内 敦[1]
[1]NFD

将来確立する MA 分離変換技術への適用を目指し、再処理後の高レベル廃液を乾燥・か焼・顆粒化し貯蔵する柔軟な廃棄物管理法の実用化開発[1]を進めている。高レベル廃液を模擬した非放射性硝酸溶液を連続式ロータリーキルンに注入し、一連のプロセスで乾燥・か焼・顆粒化し、模擬顆粒体を得ることができた。模擬顆粒体を加熱プレスすることで、低荷重で充填率 93 %・直径 3.0 cm の高密度体の作製に成功した。
キーワード：柔軟な廃棄物管理法、ロータリーキルン法、高レベル廃液、顆粒体、加熱プレス

1. 緒言

柔軟な廃棄物管理法では高レベル廃液から顆粒体を一気に製造する手法としてロータリーキルン（傾斜付き回転管状炉）法を選定している。製造された顆粒体を貯蔵用キャニスタに直接装荷することを基本としつつ、加熱プレス工程を挟み高密度化してからキャニスタに装荷することもオプションとして開発を進めている。本発表では、ロータリーキルンでの顆粒体製造技術開発の進捗、並びに加熱プレスでの高密度化技術開発の進捗を報告する。

2. 連続式ロータリーキルンによる顆粒体の製造技術開発状況

これまでの水平配置したロータリーキルンによる単プロセス試験の結果から、乾燥は管壁温度 500 ℃で行い、顆粒化はか焼温度が 600 ℃の場合、270 ℃で実施すれば良いことが分かっている[2]。本試験は連続式ロータリーキルンを用いて一連のプロセスで模擬廃液から模擬顆粒体を作製することを目的として実施した。要素試験の結果をもとに連続式ロータリーキルンの 4 つのヒーターの温度設定を上流から 500 ℃、600 ℃、加熱無し、270 ℃とし、傾斜角度を 0.5°、回転速度を 10 rpm と設定した。このとき、模擬廃棄物の管内移動速度は 4.5 cm/min であり、か焼プロセスでは 600 ℃±20 ℃を約 3 分、顆粒化プロセスでは 270 ℃±20 ℃を 10 rpm で約 5 分確保した。得られた顆粒体を図に示す。粒径 10 μm を下回るような飛散性の微細粉がなく、元素分布も一様であったことから模擬廃液から一連のプロセスで顆粒体を作製することに成功した。

3. 加熱プレスによる顆粒体の高密度化技術開発状況

柔軟な廃棄物管理法では約 10 cmϕの細径キャニスタに顆粒体を貯蔵することを考えており、顆粒体をキャニスタにちょうど収まるような大口径の高密度体とすると貯蔵体積の減少や崩壊熱除去性の向上につながる。しかし、大口径高密度体とするには大きな荷重が必要となるので、低荷重で高密度体を作製する技術開発に取り組んでいる。これまでに低荷重で 1.0 cmϕ・充填率 90 %超の高密度体の作製ができている[3]。本試験では口径を 3.0 cmϕに増加させ、単位面積あたりの荷重をより低下させて高密度体を作製することに取り組んだ。600 ℃でか焼した模擬顆粒体を、事前試験の結果得られた条件、すなわち加熱温度 250 ℃、プレス時間 100 秒、荷重 3.0 kN（0.039 ton/cm^2）および 0.9 kN（0.013 ton/cm^2）で加熱プレスしたところ、充填率がそれぞれ 93 %および 77 %の円板状高密度体を得られた。すなわち、10 cmϕ・充填率 90 %超の高密度体を、セル内プレス荷重実績を十分に下回る荷重約 4 ton のプレス機で作製できる可能性を示した。



参考文献

[1] 鈴木ら、日本原子力学会 2017 年春の年会 1L01、[2] 遠藤ら、日本原子力学会 2018 年春の年会 2O14、[3] 鈴木ら、日本原子力学会 2019 年春の年会 1B05

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 30 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果を含みます。

*Yoichi Endo[1], Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ouchi[1]
[1]NFD

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発

(17)顆粒体製造設備の基本的な設計

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(17) Design of the HLW granulation equipment

*川口　浩一[1]，瀬川　智臣[1]，石井　克典[1]，鈴木　晶大[2]
[1]原子力機構，[2]NFD

使用済み核燃料の再処理で発生する高レベル放射性液体廃棄物を中間貯蔵に適した安定な形態にするための、ロータリキルンの概念設計検討を行った。遠隔保守に対応するため、遠隔ハンドリング装置で分割可能な構造とした。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、環境負荷低減、HLW 顆粒体、顆粒体製造、遠隔保守

1. 緒言

資源の有効利用と廃棄物有害性低減を目的としてマイナーアクチニド(MA)リサイクルが検討されているが、その実際の運用までまだ時間がかかる。現有の高レベル液体廃棄物(HLW)から将来 MA を回収できるように、HLW を安定かつ再溶解可能な形態で中間貯蔵する技術の開発が進められており、HLW を乾燥・固化する装置としてロータリキルンの開発が進められている[1)]。本研究では、それらの成果を基に実用規模の顆粒体製造設備の基本的設計を行った。その中心的装置であるロータリキルンについて報告する。

2. 検討内容

HLW を壁面温度 350 ℃以上で蒸発・乾燥し、次に 600 ℃で仮焼、最後に 270 ℃で造粒するロータリキルンの実用規模設備を対象に検討した。本設備は、炉心管内面には核分裂生成物等を含む析出物が固着し、高線量率になると想定された。そこで、遠隔保守に対応した設備として設計することとした。

3. 検討結果

保守補修の対象となりうる異常事象を摘出し（Table 1）、工程セルにおける遠隔保守用ハンドリング装置としてマスタースレーブマニプレータ及びパワーマニプレータを、搬送設備として天井走行式のセル内クレーンを想定した。これらの装置を用いての設備設置位置での作業負荷を軽減するため、設備を機能や機械的なつながりに基づいて分割したモジュールを単位に着脱し、別途設けた保守エリアにて故障モジュールを修理する方式とした。

Table 1　機器構成に係わる異常事象

構成部品	想定事象
炉心管	炉心管内の粉末詰まり
	接合部・摺動部への粉末かみ込み
	管内の粉末残留
	原料供給管の析出物による閉塞
	炉心管破損
	モータ・減速機の故障
ヒータ	ヒータ断線
	熱電対断線
雰囲気調整部	流量計の故障
	ガス管の破損

モジュールの搬送にはセル内クレーンを用いるため、モジュールの最大重量はセル内クレーンの最大荷重以下とする必要がある。モジュールの取り外しはクレーンによる吊り上げで行うため、複数のモジュールが上下方向に重なる場合、原則として上位のモジュールから一つずつ順番に取り外していくことで任意のモジュールの着脱が可能となるようにモジュール分割した。モジュールの位置決め方法にはガイドピン方式を採用し、クレーンによる精密な位置合わせを要さない構造とした。各モジュールについて着脱手順を検討し、デッドロックを起こさずに任意のモジュールを着脱できることを確認した。本検討により、遠隔保守に対応した顆粒体製造設備の成立性の見通しを得た。

[参考文献]

1)　遠藤　他、日本原子力学会 2018 年秋の大会(岡山大)、1G01

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 28 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

*Koichi Kawaguchi[1], Tomoomi Segawa[1], Katsunori Ishii[1] and Akihiro Suzuki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD.

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発 (18) HLW 顆粒体のキャニスタ封入前の吸湿による貯蔵時化学安定性への影響

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(18) Chemical stability during storage of the HLW granules containing moisture contaminated before loading into canister

*室屋 裕佐[1]，鈴木 晶大[2]、遠藤 洋一[2]
[1]阪大産研，[2]NFD

HLW 顆粒体の貯蔵時化学的安定性に関して、吸湿させた模擬顆粒体へのガンマ線照射を行ったところ放射線分解による NOx や H_2 の発生が増えることがわかり、顆粒体製造後は湿潤空気になるべく触れさせずにキャニスタに封入する必要があることがわかった。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、化学的安定性、放射線分解、模擬硝酸塩仮焼体、湿分

1. 緒言

柔軟な廃棄物管理法における 50 年間を想定した HLW 顆粒体の貯蔵は、現行ガラス固化体貯蔵設備を共用し、同じキャニスタ材を使用することを考えている。貯蔵の成立性確認のためには、顆粒体の化学安定性を確認する必要がある。顆粒体は酸化物と硝酸塩の混合体であり、放射線分解により NOx (NO, NO_2)や水素のガス発生が想定される。これまで、純粋な $NaNO_3$ 粉末、仮焼した粉末状顆粒体や高密度顆粒体についてガス発生の線量依存性を評価した[1]。本発表では、吸湿によるガス発生への影響を調べるため、いくつか異なる仮焼温度（300 ºC、600 ºC、900 ºC）の模擬顆粒体について含水率を変化させ（0、1、3 wt%）、ガンマ線照射およびガス分析を行った。

2. 実験と議論

バイアル瓶に入れた試料をアルゴン脱気した後、阪大産研・コバルト照射施設（Rabbit11、167.7 TBq）において 400 – 500 kGy 程度のガンマ線照射を行った。照射後、瓶内の気相部をガスクロマトグラフ（水素検出）、および化学発光法に基づく微量濃度ガス分析装置（NOx 検出）で測定した。

まず、脱水した粉末状顆粒体（仮焼温度 : 300, 600 ºC）について水素発生量の含水依存性を調べた（線量 : 445 kGy）。いずれの試料でも水素は検出限界以下であった。検出限界値を 50 年間線量（11 GGy）へ線形外挿し、細径キャニスタ内の水素分圧を見積もると <3 atm と試算される。これはキャニスタの機械的強度からみると十分に低い値であるが、細径キャニスタに空気を導入できるほど水素の発生量が小さいかは現段階では不明である。今後、更に測定精度を上げた実験を行う予定である。次に含水率を変化させた試料（1、3 wt%）について同様の実験を行った。いずれの試料でも水素発生が見られ、含水率が高いほど発生量も増加する傾向が見られた。50 年間線量では、含水率 1 %では含まれる水のおよそ半分程度が、含水率 3 %の試料ではおよそ全ての水が水素に変換されると見積もられた。前述と同様に水素圧力を見積もるといずれも高い値を示し（>80 atm）、水分は可能な限り除去すべきであることが示された。

次に NOx（NO, NO_2）発生の含水依存性を調べた。脱水試料については、300 ºC 仮焼体では辛うじて検出されたが、600 ºC 仮焼体ではほぼ検出限界であった。300 ºC の試料について 50 年後の NOx 分圧を見積もると、0.3 atm 程度とあまり大きくないと見積もられた。水分を含んだ試料では、前述の脱水した場合よりも、仮焼温度 300 ºC の試料で著しい発生量増加が認められた。硝酸成分と吸着水の共存する環境において NOx 生成に至るパスがあることが示唆された。

3. まとめ

仮焼した粉末状顆粒体へのガンマ線照射を行い、生成するガス物質（水素や NOx 等）の分析およびその含水率依存性を測定した。水分を排除することでいずれのガスも発生量が極めて抑制されたが、水分を含ませると、発生量が増加した。顆粒体製造後は湿潤空気になるべく触れさせずにキャニスタに封入する必要があることがわかった。

参考文献 [1]室屋ら、日本原子力学会 2017 年秋の大会 3A09

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 29 年度及び平成 30 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

*Yusa Muroya[1], Akihiro Suzuki[2], Yoichi Endo[2] ([1]ISIR, Osaka Univ., [2]NFD)

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発 (19)顆粒体再溶解時の Am, Cm, Np の再廃液化挙動

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology
(19) Dissolution behavior of the simulated HLW granules containing Am, Cm and Np tracers

*松村 達郎[1], 石井 翔[1], 鈴木 晶大[2]
[1]原子力機構、[2]日本核燃料開発(株)

将来確立する分離変換技術への適用を目指し、高レベル廃液を乾燥・か焼・顆粒化し貯蔵する柔軟な廃棄物管理法の実用化開発[1]を進めている。マイナーアクチノイドを添加した模擬 HLW か焼体粉末の再溶解試験を実施し、再溶解時の移行挙動について評価を行った。MA はほぼ希土類元素と同様な挙動を示すことを確認した。

キーワード：柔軟な廃棄物管理法、環境負荷低減、マイナーアクチノイド、HLW 顆粒体、溶解挙動

1. 緒言

柔軟な廃棄物管理法では、高レベル廃液をか焼して顆粒体の形で一時貯蔵し、分離変換技術の確立後に再溶解して MA 分離プロセスに供給する。再溶解時に生じる不溶解残渣に移行する MA の割合によっては、不溶解残渣を溶解して MA を回収する必要が生じることから、再溶解時の MA の移行挙動は重要な情報である。本発表では、MA トレーサーを添加した模擬廃液をか焼粉砕した試料を酸溶解し、MA の移行挙動を観察した結果を報告する。

2. 実験

^{237}Np、^{241}Am、^{244}Cmトレーサーを模擬高レベル廃液に添加し、所定量をアルミナるつぼに分取し電気炉にてか焼した。か焼は、空気雰囲気にて 200℃ にて 2 時間、さらに 600℃ にて 2 時間加熱した。自然放冷後に乳鉢に回収し、粉末状になるまで粉砕した試料を模擬か焼体とした。セパラブルフラスコに模擬か焼体を分取し、13.1 M 硝酸、90℃～95℃にて 40 時間維持して再溶解試験を実施した。試験後、フィルターによってろ過し再溶解液と不溶解残さに分離した。不溶解残さは、過酸化ナトリウムを融剤としたアルカリ融解によって分解し、酸溶解して溶液試料とした。これらの再溶解液と不溶解残さ溶解液は、ICP-AES、γ 線測定装置及び α 線測定装置によって金属イオンと MA トレーサーの濃度を測定し、各元素の移行挙動を観察した。

3. 結果

再溶解液と不溶解残渣への各元素の移行割合を図 1 及び図 2 に示した。これまでのコールド試験と同様、Mo, Te, 白金族元素の残さへの移行割合が多く、それ以外の元素は不溶解残さへの移行割合は低いことが確認された。MA の移行挙動は、予想通り希土類元素と同様な挙動を示した。今後、溶解条件をパラメータとしたデータを取得するとともに、再溶解液からの MA の分離試験を実施して、柔軟な廃棄物管理法の適用性を評価する計画である。



図1 再溶解液及び不溶解残渣への移行割合

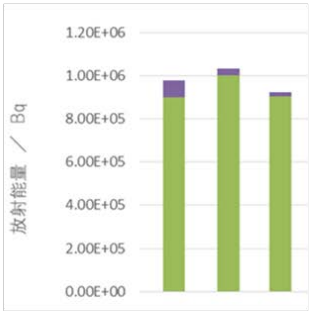


図2 再溶解液及び不溶解残渣への移行割合(MA)

参考文献

[1] 鈴木ら、日本原子力学会 2017 年春の年会 1L01

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した 30 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果を含みます。

*Tatsuro Matsumura[1], Sho Ishii[1], Akihiro Suzuki[2]
[1]JAEA, [2]NFD

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発
(20) 模擬顆粒体物性値測定結果による貯蔵容積低減効果評価

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(20) Evaluation of Reduction Effect of Granule Storage Volume Using the Measured Thermal Conductivity

*遠藤慶太[1]，星野国義[1]，深澤哲生[1]，鈴木晶大[2]

[1] 日立 GE，[2] NFD

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法（柔軟管理法）は、軽水炉使用済燃料の再処理から発生する高レベル廃液を顆粒体として貯蔵し、将来実用化される MA 分離変換技術を適用し、放射性廃棄物減容・有害度低減に資する技術である[1]。NFD にて測定された模擬顆粒体の熱伝導率を基に顆粒体貯蔵時の貯蔵設備容積及び経済性を評価した。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、高レベル廃液、顆粒体、貯蔵設備、経済性評価

1. 緒言

顆粒体貯蔵設備は現行のガラス固化体貯蔵設備（自然循環間接冷却方式）を共用することとし[1]、顆粒体充填率や顆粒体貯蔵用キャニスタ寸法等をパラメータとした簡易熱伝導解析を実施することにより、顆粒体貯蔵上の制約条件（冷却空気温度、顆粒体中心温度）を満足する貯蔵条件を設定し、顆粒体貯蔵時の貯蔵設備容積を評価した。また、その評価結果を基に、顆粒体貯蔵時の経済性を概算評価した。経済性評価にあたっては、六ヶ所再処理工場のガラス固化体貯蔵設備のコスト見積データ及び増設計画[2]を参考とし、六ヶ所再処理において初期から柔軟管理法を導入した場合の貯蔵設備コストを算出し評価した。

2. 結果

貯蔵設備容積評価については、NFD にて測定された模擬顆粒体の熱伝導率が以前の貯蔵設備容積評価時[3]での設定値より大きかったことから、顆粒体貯蔵設備のキャニスタ径を増加させることが可能であり、キャニスタへの廃棄物貯蔵物量を増加できることがわかった。それにより、高レベル廃液全てをガラス固化体として貯蔵する従来管理法と比較して、一層の貯蔵設備容積減容効果及び貯蔵設備コスト低減効果が期待できる見通しが得られた。

図 1 に廃棄物貯蔵設備容積の相対評価図を示す。以前の評価[3]では柔軟管理法の実用化時期を再処理運開 10 年後と仮定したが、ここでは柔軟管理法の最大減容効果を示すために、六ヶ所再処理において初期から柔軟管理法を導入した場合を評価した。その結果、廃棄物貯蔵設備容積は従来管理法と比較して約 53%～約 66%低減できることがわかり、キャニスタ径増加と柔軟管理法早期導入による大きなコスト低減効果が期待できることが明らかになった。

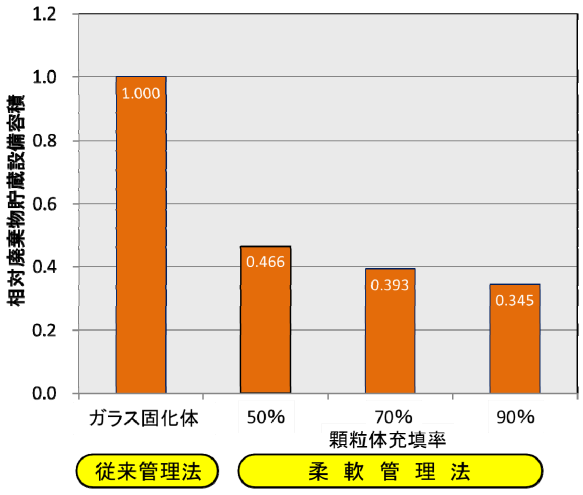


図 1　廃棄物貯蔵設備容積の相対評価

参考文献　[1]鈴木ら，日本原子力学会 2017 年春の年会 1L01、[2]電気事業連合会、原子燃料サイクルのバックエンド事業コスト見積もりについて（平成 16 年 1 月）、[3]深澤ら、日本原子力学会 2018 年秋の大会 1G04

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 29 年度及び平成 30 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果を含みます。

* Keita Endo[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Tetsuo Fukasawa[1], Akihiro Suzuki[2] ([1] Hitachi-GE, [2] NFD)

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発
(21) FBR サイクルシナリオにおける柔軟な廃棄物管理法の有効性

Realization Development of the Flexible Waste Management System for MA P&T Technology

(21) Effectiveness of Flexible Waste Management for FBR Cycle Scenario

*深澤 哲生[1]，遠藤 慶太[1]，星野 国義[1]，鈴木 晶大[2]

[1]日立ＧＥ，[2]ＮＦＤ

FBR 導入後の燃料サイクルシステムにおいて、柔軟な廃棄物管理法(柔軟法)を適用した場合の、MA 含有燃料製造時の発熱量低減効果について評価した結果を報告する。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、高レベル廃液、高速増殖炉(FBR)サイクル、MA 含有燃料、発熱量

1. 緒言

これまで六ヶ所再処理工場(RRP)の高レベル廃液(HLLW)に柔軟な廃棄物管理法を適用した場合（柔軟法Ⅰ）について説明・評価してきた[1]。RRP ではマイナーアクチニド(MA)の分離変換(P&T)技術が開発されていないので HLLW を顆粒化して顆粒化貯蔵するメリットがあるのに対し、第二再処理工場以降では MA の P&T 技術が開発済みと想定したので柔軟法の適用は不要と考えてきた。しかしながら、RRP の MA も含めて将来の FBR 等で核変換する場合には、MA 含有燃料の発熱量が増大する可能性が生じる。このため、MA 含有新燃料の発熱量低減を目的に、第二再処理工場以降へも柔軟法を適用した場合（柔軟法Ⅱ）について評価することとした。

2. 柔軟な廃棄物管理法Ⅱ及びその評価

柔軟法Ⅱの概念図を図 1 に示す。柔軟法Ⅱは、RRP の HLLW のみ顆粒体貯蔵する柔軟法Ⅰに対し、第二再処理や FBR 再処理の HLLW も顆粒体貯蔵することとしたものである。柔軟法Ⅱを適用した際の FBR 燃料加工時発熱量に及ぼす効果について、初期 MA 濃度、顆粒体貯蔵期間等をパラメータとし、柔軟法Ⅰや従来法(顆粒体貯蔵皆無)と比較した。

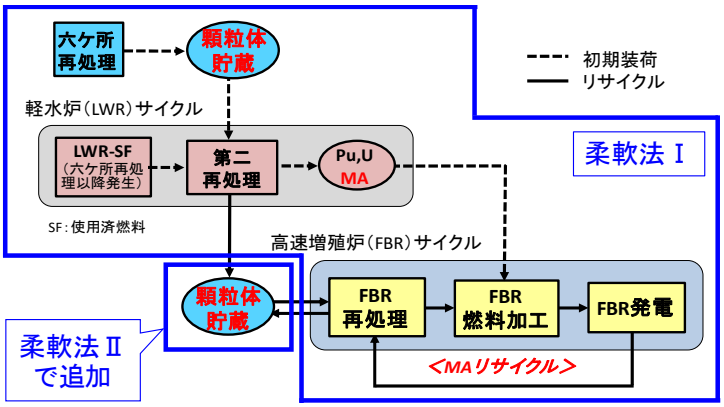


図 1　柔軟法Ⅱの MA リサイクル概念図

3. 結論

柔軟法Ⅰでは、FBR 燃料加工時の発熱量が主に Cm-244 量増加のため、従来法(16.4W/kgHM)より約 23%増大して 20.2W/kgHM となった。一方、柔軟法Ⅱでは、FBR 使用済燃料中の MA を顆粒化し 28 年間顆粒体貯蔵して遅延リサイクルすることにより、半減期 18 年の Cm-244 が減衰して FBR 新燃料発熱量は 9.3W/kgHM となり、柔軟法Ⅰより約 54%低減でき、従来法より約 43%低減できることが分かった。

参考文献

[1] 鈴木ら，日本原子力学会 2017 年春の年会 1L01

本報告は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、日本核燃料開発株式会社が実施した平成 30 年度「MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の実用化開発」の成果です。

*Tetsuo Fukasawa[1], Keita Endo[1], Kuniyoshi Hoshino[1] and Akihiro Suzuki[2] ([1]HGNE, [2]NFD)

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

Fri. Sep 13, 2019 9:30 AM - 10:35 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[3C01-04] Analysis, Scinario evaluation and System development 3

Chair:Chikara Ito(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3C01] Amount of LLRW affected by the local fluctuation of elemental composition

*Norikazu Kinoshita[1], Takuma Noto[1], Kazuaki Kosako[1], Motoyuki Asada[1], Akane Tada[1], Kohei Urabe[1], Kazuyuki Torii[1] (1. Shimizu Co.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3C02] Influence of ^{59}Ni radioactivity on decommissioning(2)

*hideo ezure[1] (1. NAIS)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3C03] Development of dose evaluation method for confirmation of completion of decommissioning

(1)Development of estimation method of contamination distribution for dose evaluation

*Taro Shimada[1], Nobuhide Nabekura[2], Kazuji Miwa[1], Seiji Takeda[1] (1. JAEA, 2. V.I.C.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3C04] Development of dose evaluation method for confirmation of completion of decommissioning

(2)Development of dose evauation method caused by surface soil contamination after site release

*kazuji miwa[1], masakazu namekawa[2], taro shimada[1], seiji takeda[1] (1. JAEA, 2. NAIS)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

元素分布の局所的なばらつきと放射性廃棄物量への影響

Amount of LLRW affected by the local fluctuation of elemental composition

*木下 哲一[1]，能任 琢真[1]，小迫 和明[1]，浅田 素之[1]，多田 茜[1]，卜部 光平[1]，鳥居 和敬[1]
[1]清水建設

原子力発電所の廃止措置では、通常は、均一な元素分布の仮定の上でコンクリートの放射化放射能量の分布が設定される。コンクリート試験体の元素濃度のばらつきを分析し、このばらつきに基づいて、放射化したコンクリートのクリアランスレベルと L3 廃棄物の境界の深さへの影響を検討した。

キーワード：放射化計算，元素濃度，ばらつき，コンクリート，廃炉

原子力発電所廃止措置において、原子炉建屋内に蓄積した放射化放射能量分布を正確に推定すれば、L1~L3 およびクリアランスレベル（CL）に分類される各レベルの放射性廃棄物量の正確な評価が可能になる。私たちは、放射化分布の予測精度向上のため、目的元素の分析手法の検討と計算精度の確認を行っている。コンクリートの放射化計算は、均一な元素分布の仮定のもとで行われるが、実試料には濃度分布のばらつきがあるため、この影響を考慮する必要がある。本研究では、コンクリート中の元素濃度のばらつきを実際に分析した。そして、生体遮へい壁相当の中性子フラックスで照射し放射化されたコンクリートの CL と L3 の境界の深さが、濃度のばらつきによりどの程度影響するのかをシミュレーションした。

実建屋を模擬した配合割合で作製した直径 10 cm、高さ 20 cm の 5 本のコンクリート試験体（試料名：A~E）を約 1 cm 厚にスライスした。1 試料あたり約 200 g の合計 22 試料をそれぞれ粉砕し、各試料に含まれる Si、Ca、Fe、Co、Cs、Eu の濃度分析を行った。平均値と個々の試料中の濃度を図 1 に示す。濃度によらず、200 g の粉砕試料中の濃度は平均値からおよそ±30%のばらつきを考慮すればほぼ全データがカバーできた。米国・標準コンクリート NBS03 と同じ元素組成のコンクリートが 1×10^{8} cm^{-2} s^{-1} の中性子フラックスで 40 年間照射されたときの照射終了 10 年後の残留放射能と CL レベルとの比（R）とコンクリート深さの関係を図 2 に示す。元素濃度に±30%、±50%、±100%のばらつきを仮定したときの比も示した。コンクリート試料の分析結果から 30%のばらつきを考慮すると、CL と L3 廃棄物の境界の深さは約 5 cm の変動を考慮しなければならないことがわかった。

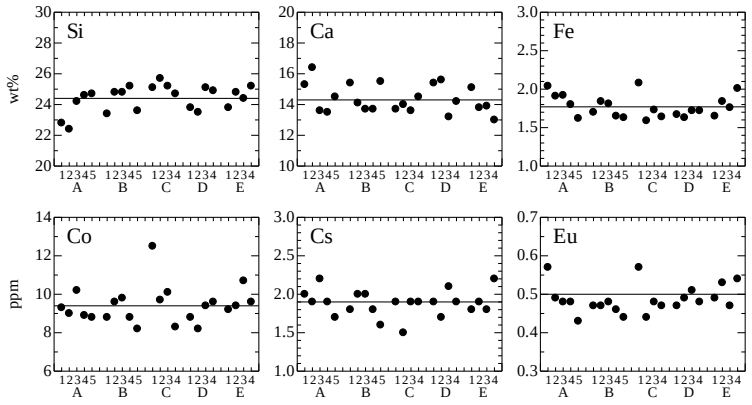


図 1　コンクリート試料中の元素濃度のばらつき

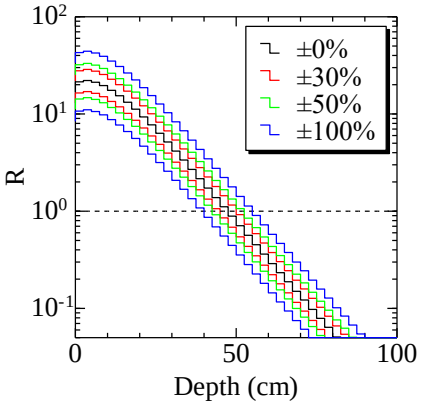


図 2　クリアランスレベルとの比

*Norikazu Kinoshita[1], Takuma Noto[1], Kazuaki, Kosako[1], Motoyuki Asada[1], Akane, Tada[1], Kohei Urabe[1] and Kazuyuki Torii[1]
[1]Shimizu Corporation.

^{59}Ni の放射能が廃止措置計画に及ぼす影響 (2)

Influence of ^{59}Ni radioactivity on decommissioning (2)

*江連 秀夫　　株式会社 ナイス

「2019 年春の大会」では、主に BWR のシュラウドの ^{59}Ni の内部制動放射による線量率等について発表した。今発表では、RPV のクラッド及び母材の線量率を評価し、この結果が廃止措置計画に及ぼす影響、中性子スペクトル、中性子束及び不純物の含有率に関わる課題等について考察する。

キーワード：EC 崩壊、^{59}Ni、放射能、RPV、放射能、線量、廃止措置、内部制動放射

1. まえがき　「2019 年春の大会」では、BWR のシュラウド(SUS304)の ^{58}Ni が放射化し、^{59}Ni が生成され、その内部制動放射(IB)による線量率等について発表した。今回は、RPV（圧力容器）のクラッド及び母材の線量率を計算し、この結果が廃止措置計画に及ぼす影響、中性子スペクトル、中性子束及び不純物の含有率に関わる課題等について考察する。^{59}Ni の IB による線量の評価方法は前回 [1]と同じである。

2. 解析　JPDR の RPV での放射能濃度の測定、解析 [2]を行なっているので、測定値、運転履歴、核断面積等を用いて年間 80%の稼働率で 60 年間、商業炉と同じ出力密度で運転したとし、次式によって RPV の放射能濃度、線量率を求めた。ただし、放射能が測定されていない核種もあるので、^{60}Co の測定値を用いた。クラッド及び母材の線量率をそれぞれ図 1 及び図 2 に示す。

$$(\lambda n)_\ell = (\lambda n)_k \frac{\sum_\alpha \sum_{i=0}^{p} \sigma_{\alpha\to\ell}\varphi_i N_\alpha \left(1-exp(-(\lambda_\ell+\sigma_\ell\varphi_i)T_i)\right)exp(-\lambda_\ell t_i)}{\sum_\beta \sum_{j=0}^{q} \sigma_{\beta\to k}\varphi_j N_\beta \left(1-exp\left(-(\lambda_k+\sigma_k\varphi_j)T_j\right)\right)exp\left(-\lambda_k t_j\right)}$$

記号：汎用例と同じ。孫核種、異性体転移：省略、ただし ^{166m}Ho は、半減期が 1200 年、直接 β 崩壊して安定核種になるので考慮。σ_k, σ_ℓ：(n,γ)、(n,p)等の反応断面積の和。サフィックスkとℓ及びiとj はそれぞれ放射能を測定、評価する核種とその照射時の運転履歴を表す。中性子束は運転履歴毎の平均炉出力に比例し、放射化断面積は運転条件に対して一定と仮定した。

図 1 及び図 2 から運転停止直後は ^{60}Co、^{134}Cs 及び ^{54}Mn が線量率の主要核種であるが、50 年を過ぎると ^{166m}Ho による線量率が支配的で、全線量率はほぼ一定となり、クラッドで約 190 μ Sv/h、母材で約 60 μ Sv/h である。^{59}Ni(IB)及び ^{94}Nb による線量率は、^{166m}Ho よりはるかに小さく、クラッドと母材とで大きさが反転している。その理由は、^{165}Ho と ^{166m}Ho の実効断面積が表 1 に示すように原子炉運転中の中性子スペクトルに左右されるからである。また、シュラウドの ^{59}Ni(IB)が大きく、約 59mSv/h である。従って、安全貯蔵−解体撤去時の被ばく及び解体廃棄物の長期保管時の支配核種は、^{166m}Ho にならない。なお、^{166m}Ho の SUS 及び鋼材の含有率は 1ppm 以下で、その変動巾も大きい。

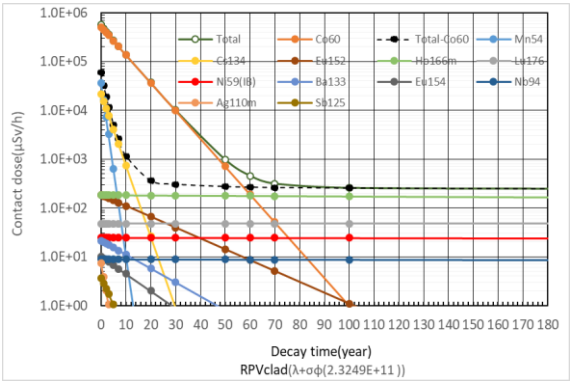


図 1　RPV クラッドの線量率の時間変化

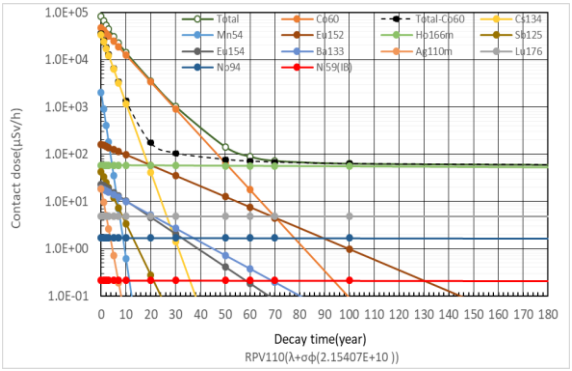


図 2　RPV 母材の線量率の時間変化

3. 結論　運転停止後 50 年を過ぎると、クラッド及び母材からの線量率は ^{166m}Ho による線量率が支配的になり、^{59}Ni(IB)及び ^{94}Nb よりはるかに大きい。しかし、この値はシュラウドの ^{59}Ni(IB)による線量率よりはるかに小さい。従って、安全貯蔵後の解体撤去開始時期、その被ばく及び解体廃棄物の長期保管時の決定要因核種に ^{166m}Ho はならない。

Reaction	Ni58(n,γ)Ni59	Nb93(n,γ)Nb94	Ho165(n,γ)Ho166m	Lu175(n,γ)Lu176
Cross section of mother nuclide(b)				
Mother nuclides	Ni58	Nb93	Ho165	Lu175
Thermal c.s.	4.6240E+00	1.1430E+00	3.4053E+00	6.5341E+00
RI	2.2140E+00	8.9820E+00	3.5879E+01	1.7598E+02
Fast c.s.	8.7000E-03	1.0020E-03	3.9800E-03	3.6209E-02
Equivalent effective cros section of mother nuclide(b)				
Core	3.2500E+00	1.7212E+00	6.1789E+00	2.8900E+01
Shroud	3.0507E+00	9.6701E-01	3.1719E+00	8.6872E+00
Cladding	3.1526E+00	1.3441E+00	4.6746E+00	1.6076E+01
Mother material	4.1122E+00	4.9171E+00	1.8891E+01	8.6258E+01
Crosss section of daughter nuclide(b)				
Daughter nuclide	Ni59	Nb94	Ho166m	Lu176
Thermal c.s.	7.5650E+01	1.5760E+01	3.6090E+03	2.0970E+03
RI	1.1980E+02	1.2920E+02	6.7730E+02	9.2090E+02
Fast c.s.	1.0949E-01	3.8892E-02	5.4760E-02	1.2790E-01
Effective cros section of daughter nuclide(b)				
Core	6.2203E+01	2.4343E+01	2.4083E+03	1.4854E+03
Shroud	5.2006E+01	1.3474E+01	2.3516E+03	1.3797E+03
Cladding	5.7128E+01	1.8912E+01	2.3799E+03	1.4183E+03
Mother material	1.0569E+02	7.0554E+01	2.6493E+03	1.7850E+03

表 1　(n,γ)反応の断面積と構成物の実効断面積

参考文献　1) 江連秀夫、“^{59}Ni の放射能が廃止措置計画に及ぼす影響”、2019 年春の年会, 2C14-17, 2) 助川武則, 畠山睦夫, 柳原敏, 原子炉の廃止措置における残存放射能評価方法の検討、JAERI-Tech 2001-058, 2001 年 9 月. 3) B. Pritychenko and S. F Mughabghab, “Thermal cross sections, Wescott factors, resonance integrals, Maxwellian averaged cross sections and astrophysical reactions rates calculated from the ENDF/B-VII.1, JEFF-3.1.2, JENDL-4.0 ROSFONO-210, CENDL-3.1, and EAF-2010 evaluated data libraries”, National data center, Oct. 2012, 4) JAEA NDC, JENDL/AD-2017, 2018/05 5) JAEA NDC, Table of thermal cross sections, resonance integrals, etc., 2019/01 6) ICRP 116, 付属書 A, 2010, 7) アイソトープ手帳 11 版, p29, 日本アイソトープ協会, 平成 23 年 3 月、8) www.nist.gov/pml/x-ray-mass-attenuation-coefficients,July 2004 NISTIR 5632, 9) H. Ezure, “Effect of Neutron Spectrum on Effective Cross Section in Evaluation of Residual Radioactive Inventory in Nuclear Reactors”, J. Nucl. Sci. Technol. 35, 4, pp255-263.

*Hideo Ezure　　Nippon Advanced Information Service Company, Inc. (NAIS)

廃止措置終了確認のための被ばく線量評価方法の開発
（1）被ばく評価のための汚染分布評価方法の開発

Development of dose evaluation method for confirmation of completion of decommissioning
(1) Development of estimation method of contamination distribution for dose evaluation

*島田 太郎[1], 三輪 一爾[1], 鍋倉 修英[2], 武田 聖司[1]
[1]原子力機構 安全研究センター, [2]V.I.C.

サイト特性を考慮してサイト解放後の表層土壌汚染からの被ばく評価を行うための敷地内放射能分布を、事前サーベイと代表点測定による結果を用いた外生ドリフトクリギングによる評価方法の開発を行った。

キーワード：廃止措置終了確認, 表層土壌汚染, 外生ドリフトクリギング, 事前サーベイ, 放射能濃度

1. 緒言：サイト解放を行う場合の廃止措置終了確認においては、解放後の跡地利用等による公衆の被ばく線量が基準線量以下であることを確認することが想定される。地形、地質、気象などのサイト固有の条件を考慮した被ばく評価にあたっては、放射能汚染の位置に応じた外部被ばく線量評価及び核種移行評価が必要になる。そこで、JAEA では図 1 に示すように汚染調査から放射能分布を評価した結果に基づき、被ばく線量評価を行う一連の方法論の開発を進めている。このうち、敷地内表層土壌の放射能分布を評価する方法として、敷地内全域の汚染に対する事前サーベイと代表点試料採取でそれぞれ得られる計数率分布と限定的な点数の放射能濃度データから、放射能分布を地球統計学的手法により評価する方法について検討した。

2. 外生ドリフトクリギングを用いた敷地内放射能分布評価方法の開発：対象領域の測定点数は限られているが高い精度のデータと、そのデータと相関を持ち空間的に密に取得されているがやや不確かさを有するデータが存在する場合、それぞれを主変数及び外生変数として、外生ドリフトクリギング（EDK）を適用することが考えられる。しかし、従来の EDK では主変数（放射能濃度）及び外生変数（計数率）両方の測定誤差を考慮して放射能分布を評価できない。そこで、外生変数である計数率の各測定値について、その測定誤差の範囲で乱数を外生変数に与えて変動させたデータセットを新たに作成し、それに対する EDK を実施するという作業を複数回繰り返し、それらの結果を統合することによって両測定の誤差を考慮して各地点の放射能濃度の評価値とその推定分散を評価できる新たな方法を開発した。あわせて、計数率分布に基づいて試料採取測定を行う代表点を選定する方法を、標本バリオグラムを適切に設定する観点から検討した。検出下限値付近及び十分な計数が得られる範囲の測定誤差をそれぞれ 30%、10%と仮定し、変動データセット数を 100 として、仮想的な単純なガウス分布（計数率点数 2000 点、代表点数 10 点）を有する領域（50m×40m：最大濃度 99.8Bq/kg, 平均濃度 33.1Bq/kg）に対して試算した。その結果、両測定の測定誤差を考慮する場合としない場合と比較して、評価した放射能濃度分布はほぼ同様で、最大濃度及び平均濃度ともに 1%以内の差となり、放射線測定で想定される上記の誤差範囲では分布評価に大きな影響がない結果となった。一方、各点の評価値に対する不確かさを示す推定分散の平方根 σ の平均値は 3 倍程度大きくなった。以上の結果から、両測定の測定誤差の影響を評価の不確かさとして反映することが可能となり、これらの不確かさを考慮して被ばく評価のための放射能分布を設定できる見通しが得られた。

3. 今後の予定：本報で検討した EDK を敷地全体の放射能分布評価に適用するための手順を整備し、評価の妥当性を確保する方法、被ばく線量評価に資する保守性の検討を進める。

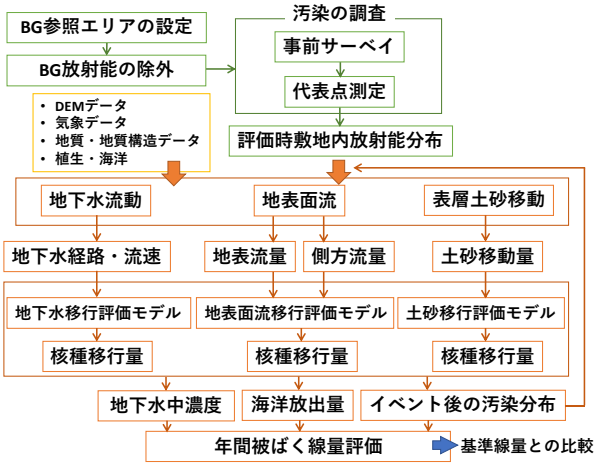


図 1: サイト解放における評価フロー例

*Taro Shimada[1], Kazuji Miwa[1], Nobuhide Nabekura[2] and Seiji Takeda[1]
[1]JAEA Nuclear Safety Research Center, [2]V.I.C.

本研究は原子力規制庁委託事業「平成 30 年度廃止措置・クリアランスに関する検討」として実施したものである。

廃止措置終了確認のための被ばく線量評価方法の開発
（2）サイト解放後の表層土壌汚染に起因する被ばく線量評価方法の開発

Development of dose evaluation method for confirmation of completion of decommissioning
(2) Development of dose evaluation method caused by surface soil contamination after site release

*三輪 一爾[1]，行川 正和[2]，　島田 太郎[1]，武田 聖司[1]
[1]原子力機構 安全研究センター，[2]ナイス

サイト解放後の表層土壌汚染からの被ばく線量評価を、サイト特性を考慮して実施するための評価手法の開発を行い、仮想的なサイトを対象に核種移行評価を予察的に実施した。

キーワード：廃止措置終了確認，表層土壌汚染，地表流，土砂移動，核種移行，コンパートメントモデル

1. 緒言：サイト解放後の公衆に対する被ばく評価では、サイトに残存する放射能汚染状況を把握しつつ、地形や気候などのサイト特性を踏まえた核種移行評価が必要である。特に表層の土壌汚染では斜面において降雨強度が大きい場合に発生する地表面流や土壌の侵食によって、通常想定される地下水移行よりも速い核種移行が生じる可能性がある（図 1）。そこで、地表面流と表層土砂移動による核種移行評価方法の試作を行い、仮想サイトを対象とした解析から地表面流と表層土砂移動による核種移行の影響を予察的に検討した。

2. 表層土壌中の放射能汚染の核種移行評価方法の試作：地表面流は表層の不飽和の土壌にその浸透能を超える降雨強度が生じた際に発生し、地表面流量が大きくなると土砂が侵食され移動する現象が生じる。表層土壌汚染からの核種移行評価を検討するにあたり、地形、地質及び気象データをもとに地表面流の発生量及び土砂の移動量を評価できる WEPP コード[1]を利用することとした。WEPP 出力の地表面流量と土砂移動量を用いて核種移行量を評価するコンパートメントモデルを構築した。地表面流による核種移行評価では、核種を含む表層土壌と表層土壌中を水平方向に流れる水（側方流）の間で核種の瞬時分配平衡を仮定し、水相側へ移動した核種量が移行するモデルとした。地表面の上を流れる水（ホートン型地表流）も核種移行に寄与する可能性があることから、側方流量に地表流量を加えた評価も行えるようにした。一方、土砂移動による核種移行評価は、移動した土砂に含まれる核種量が移行するモデルとした。

3. 仮想的なサイトを対象とした予察的な核種移行評価：表層土壌汚染を含む仮想的なサイト（砂質層）を対象に、核種移行評価を実施した。茨城県内の沿岸域の地形データ（200m×150m）、及び、水戸市の過去 9 年間の気象観測データ（時間別降雨量、気温など）などを利用し、WEPP コードにより地表面流量及び土砂移動量の解析を行った。その結果、評価期間内に地表面流は 50 回程度発生し、そのうち地表面流が発生する際の最小降水量は 1 日あたり 75mm 程度であり、降雨イベント発生時の各斜面での土砂飽和度に依存した。これらの結果を用いて Cs-137 の移行評価を行ったところ、地表面流による海洋への核種移行が 10 年以内に生じ、地下水移行よる核種移行の時間スケールとオーダーで異なる可能性があることが示された。

4. 今後の予定：地表流および土砂移動による核種移行の観点から室内試験を実施し、試作したモデルの妥当性を確認する計画である。

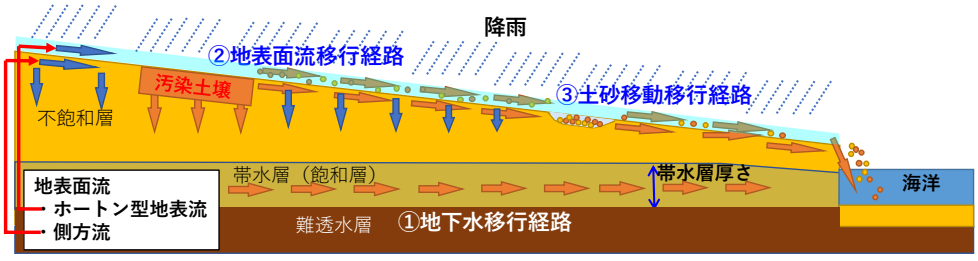


図 1：降雨に伴う表層土壌汚染からの核種の移行経路

参考文献　[1] Nearing, M.A. et al. Transactions of the ASAE, 32, 1587-1593, 1989.

*Kazuji Miwa[1], Masakazu Namekawa[2], Taro Shimada[1] and Seiji Takeda[1]
[1]JAEA Nuclear Safety Research Center, [2]NAIS
本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「平成 30 年度廃止措置・クリアランスに関する検討」として実施したものである。

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

Fri. Sep 13, 2019 10:35 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[3C05-09] Analysis, Scinario evaluation and System development 4

Chair:Norikazu Kinoshita(Shimizu)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3C05] Dismantlment status and future plans in FUGEN

*Kenta Aratani[1], Masahiro Ishiyama[1], Yuto Awatani[1], Yuta Miyamoto[1], Masashi Tezuka[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3C06] Decommissioning of Tokai Reprocessing Plant (TRP)
(1)Outline

*Katsuya Taguchi[1], Kowa Hashimoto[1], Kazuki Akiyama[1], Yoshihiko Nagasato[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3C07] Decommissioning of Tokai Reprocessing Plant (TRP)
(2)Approach to the decommissioning schedule

*Kazuki Akiyama[1], Katsuya Taguchi[1], Yoshihiko Nagasato[1] (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3C08] Decommissioning of Tokai Reprocessing Plant (TRP)
(3)Evaluation of waste generation and decommissioning cost

*Kowa Hashimoto[1], Masanori Okano[1], Katsuya Taguchi[1], Yoshihiko Nagasato[1] (1. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3C09] Decommissioning of Tokai Reprocessing Plant (TRP)
(4)Specific activities for risk reduction for TRP decommissioning

*Yutaka Nakazawa[1], Manabu Murakami[1], Katsuya Taguchi[1], Takafumi Nakano[1], Yoshihiko Nagasato[1] (1. JAEA)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

新型転換炉原型炉ふげんにおける解体撤去状況及び今後の計画

Dismantlement status and future plans in FUGEN

*荒谷 健太[1]，石山 正弘[1]，栗谷 悠人[1]，宮本 勇太[1]，手塚 将志[1]

[1]JAEA

新型転換炉原型炉ふげんは、2008 年 2 月の廃止措置計画の認可以降、着実に解体撤去を進めてきており、2018 年 3 月に廃止措置の第 1 段階を終了し、現在は第 2 段階に移行している。本件では、第 1 段階の解体撤去実績及び第 1 段階の実績を踏まえ検討した第 2 段階の解体撤去作業計画について報告する。

キーワード：ふげん，廃止措置，解体撤去

1. 第 1 段階における解体撤去実績

廃止措置の初期段階においては、解体撤去物等の除染処理や保管スペースの確保が喫緊の課題となる。この課題を解決するため、「ふげん」の 4 段階に区分された廃止措置工程のうち、第 1 段階（2008～2017 年度）においては、既存建屋の有効活用を前提とした廃棄物処理（保管、分別、除染等）及び物流ルート確保のため、主復水器等をはじめとした約 1,300 トンのタービン系設備の解体撤去を進めた。解体撤去に当たっては、「ふげん」タービン系設備の特徴（放射能レベルが比較的低い、広大な作業スペース等）に着目した種々のデータを採取し、次工程に向けた知見・データを蓄積した。

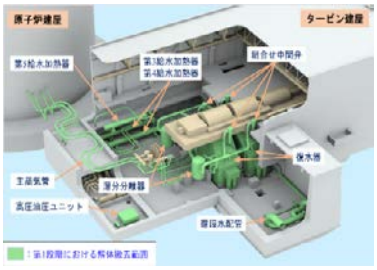


図 1　タービン設備の解体撤去範囲

2. 第 2 段階における解体撤去作業計画

第 2 段階（2018～2022 年度）においては、第 3 段階（2023～2031 年度）の原子炉本体解体撤去に向けた原子炉建屋内の環境整備を目的に、約 2,000 トンの設備を解体撤去する計画である。これら対象となる設備の解体撤去では、次の 6 項目を代表とする原子炉建屋内特有事項を考慮し、第 1 段階でのデータ採取時と環境や条件が異なる範囲を対象にデータを拡充していく必要がある。

① 廃棄物等の搬送ルートが整備されていない環境
② 階層ごとの独立構造でない環境
③ 設備・配管等が密集した狭隘環境
④ 炉心近傍をはじめとした高線量エリアにおける作業
⑤ 設備内に点在する高汚染箇所の解体撤去
⑥ 狭隘及び高所における大型・複雑・重水関連設備の解体撤去

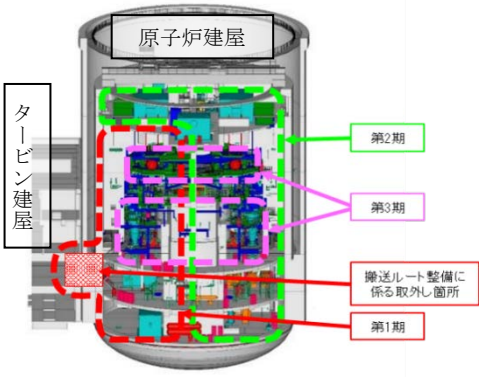


図 2　各期の主な解体撤去対象範囲

このため「ふげん」では、第 2 段階における約 2,000 トンの解体撤去を一括に実施するのではなく、前記した 6 項目の特有事項による現地作業への影響を段階的に把握し、安全かつ合理的に作業を進めることを主眼として、3 つの期間に分割して解体撤去を実施する方針とした。なお、第 1 期に先立ち、2018 年度に搬送ルート整備に係る地下 1 階設備の解体撤去に着手するとともに、2019 年度から地下 1 階で隣接するタービン建屋への貫通口設置により、第 1 期早期の廃棄物搬送ルートの確立を計画している。

第 1 期においては、前記②③の特有環境における安全・効率的な作業手順を確立することを目的に、地上階の A ループ側に設置される主に原子炉冷却材再循環設備等（蒸気ドラム、再循環ポンプ等の大型機器を除く）の解体撤去を実施する。これについては、原子炉建屋内の機器配置上、タービン建屋への廃棄物搬送ルートに近い A ループ側を解体撤去することにより、限られたエリア内で有効スペースを確保していく側面もある。

続く第 2 期及び第 3 期は、第 1 期における知見・経験に基づく工事計画を定める方針であり、第 2 期は地上階の B ループ側に設置される機器等の解体撤去を進め、第 1 期における経験・知見（狭隘・高所環境での作業等）の有効性を確認していく。また、重水関連設備及び生体遮へい内の解体撤去（原子炉領域隔離を含む）に着手し、前記④⑤⑥の特有事項に係る知見・データの拡充を図る。第 3 期は A,B ループの作業で得られた種々の知見・データを基に、高汚染を内包する大型・複雑構造の設備を解体撤去する計画である。

3. 結言

特有環境下における作業を段階的に進め、特有事項の把握及び知見・データの拡充を図り後工程に逐次反映していくことにより、確実な廃止措置作業の遂行及び安全性・経済性の向上に寄与できる。

---

*Kenta Aratani[1], Masahiro Ishiyama[1], Yuto Awatani[1], Yuta Miyamoto[1], Masashi Tezuka[1]

[1]JAEA

東海再処理施設の廃止措置
(1) 廃止措置計画概要

Decommissioning of Tokai Reprocessing Plant (TRP)
(1) Outline

*田口 克也[1]，橋本 孝和[1]，秋山 和樹[1]，永里 良彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

東海再処理施設は、1977 年 9 月に使用済燃料を用いたホット試験を開始、2006 年 3 月に電気事業者との再処理役務契約を完遂し、これまでに約 1,140 トンの使用済燃料を再処理した。2017 年 6 月に再処理施設としては国内初の廃止措置計画の認可申請を行い、2018 年 6 月に認可を受けた。本発表では、廃止措置計画に係る評価・検討の報告に先立ち、東海再処理施設の廃止措置の特徴、課題等について報告する。

キーワード：再処理施設，廃止措置

1. 緒言

再処理施設の廃止措置については、海外での先行例はあるが、まだ標準的な方法は確立されていない。更に東海再処理施設については、通常の廃止措置と並行して再処理運転中に発生した放射性廃棄物の処理を継続する必要がある。本発表では、東海再処理施設の廃止措置の特徴、課題等について報告する。

2. 東海再処理施設の廃止措置の特徴・方針

2-1. 東海再処理施設の廃止措置の特徴

東海再処理施設は、通常の運転休止状態から急遽廃止措置に移行したことから、貯蔵プールに使用済燃料を貯蔵、工程内に核燃料物質等が残留、処理が必要な放射性廃棄物を保有した状態にある。このため、廃止措置の中で、使用済燃料の搬出、工程内に残留した核燃料物質等の回収、放射性廃棄物の処理・貯蔵等を行う必要があり、管理区域を有する約 30 施設の多くは当面使用を継続する。

2-2. 主な方針

上記を踏まえ、東海再処理施設の廃止措置においては、保有する放射性廃棄物に伴うリスクの早期低減を最優先で進め（高放射性廃液を貯蔵する施設の安全確保、高放射性廃液のガラス固化、高放射性固体廃棄物の貯蔵状態の改善、低放射性廃液のセメント固化）、これを安全・確実に進めるため、施設の高経年化対策と安全性向上対策を並行して実施する。また、廃止措置は、施設内に保有する放射性廃棄物の処理を行いつつ、所期の目的が終了した建家ごとに段階的に進める。

表　各段階における実施事項

区分	期間中の主な実施事項
第 1 段階 解体準備期間	・工程洗浄 ・系統除染 ・汚染状況の調査
第 2 段階 機器解体期間	・放射性物質により汚染された区域（管理区域）における機器の解体撤去
第 3 段階 管理区域解除期間	・建家の汚染除去 ・保安上必要な機器の撤去 ・管理区域解除

2-3. 主な課題

放射性廃棄物に係る問題で廃止措置が停滞することも想定されるため、廃棄体化処理を行う施設の整備、処分制度の整備に向けた取り組み等を計画的に進めていく必要がある。

また、廃止措置の本格化に向け、汚染状況把握等に係る測定・分析、高線量機器の遠隔除染・解体等の廃止措置技術について、既存技術の適用検討を行った上で最小限の技術開発を進めていく必要がある。更に、施設全体・建家・工程・機器単位での廃止措置の手順や上記課題への対応も含む廃止措置プロジェクト全体の管理を行うためのマネジメントシステムの構築も必須である。

3. 結言

東海再処理施設の廃止措置は、長期の大型プロジェクトであり、保有する放射性廃棄物に伴うリスクの低減、放射性廃棄物の処理処分、廃止措置技術開発等の多岐にわたる課題を克服していく必要がある。また、技術継承、人材育成、地域社会との共生等も重要となってくる。

---

*Katsuya Taguchi[1], Kowa Hashimoto[1], Kazuki Akiyama[1]and Yoshihiko Nagasato[1]

[1]JAEA

東海再処理施設の廃止措置
(2) 廃止措置工程の立案

Decommissioning of Tokai Reprocessing Plant (TRP)

(2) Approach to the decommissioning schedule

*秋山 和樹[1]，田口 克也[1]，永里 良彦[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

東海再処理施設が廃止措置に移行するにあたり，原子炉施設とは異なる特殊性を有する東海再処理施設の廃止措置の工程について検討を行い，東海再処理施設を構成する約 30 施設の核燃料物質及び放射性廃棄物のフロー等を考慮した約 70 年間の廃止措置工程を立案した。

キーワード：再処理施設，廃止措置，スケジュール

1. 緒言

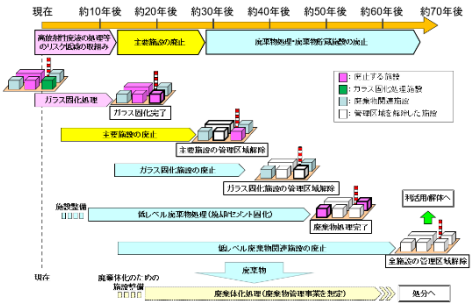
東海再処理施設は，原子炉施設とは大きく異なり，使用済燃料のせん断，溶解，抽出を行う主工場の他，再処理に伴い発生した放射性廃棄物を処理・貯蔵する施設等，管理区域を有する約 30 施設が有機的に連携する化学プラントである。また，操業時の放射性廃棄物を処理しながら廃止措置をスタートする特殊性も有する。これらの特殊性を有する東海再処理施設の廃止措置の工程について検討を行った。

2. 検討内容

検討にあたっては，リスクの高い高放射性廃液の処理を優先事項とし，所期の目的を終了した 4 施設については先行して洗浄や除染に着手する一方，並行して放射性廃棄物の処理を行い，最終的に全施設の管理区域解除をエンドステートとする方針で海外の事例等[1] [2] を参考にしつつ検討を進め，核燃料物質及び放射性廃棄物のフロー等を考慮した廃止措置工程を立案した。

3. 結論

検討の結果，1 施設あたりの廃止措置は約 20～30 年を要し，高線量の施設から低線量の施設に対象施設を拡大し，最終的に管理区域を有する約 30 施設の廃止措置が全て完了するためには，約 70 年の期間を要するとの見通しを得た。70 年にわたる廃止措置を計画的かつ確実に進めるためには，機器解体の安全な遂行の他，放射性廃棄物の適切な処理，放射性廃棄物の処分に向けた廃棄体化施設の整備，処分場の立地等も並行して進めていくことが重要である。



参考文献

[1] NDA, Sellafield Ltd, Nuclear Management Partners (2011). Sellafield Plan

[2] 原子力災害対策本部　東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議 (2013). 東京電力㈱福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ

---

*Kazuki Akiyama[1], Katsuya Taguchi[1] and Yoshihiko Nagasato[1]

[1]JAEA

東海再処理施設の廃止措置

(3) 廃棄物発生量及び廃止措置費用の評価

Decommissioning of Tokai Reprocessing Plant (TRP)
(3) Evaluation of waste generation and decommissioning cost

*橋本 孝和[1]，岡野 正紀[1]，田口 克也[1]，永里 良彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

東海再処理施設の廃止措置計画の策定に当たり，廃棄物発生量と廃止措置費用について，施設の設計情報や過去の解体及び更新工事の実績等を基に，評価を行った。
キーワード：再処理施設，廃止措置，廃棄物発生量，廃止措置費用，

1. 緒言

東海再処理施設は，約 30 の施設が点在し，小口径配管や小型機器が多く系統も複雑であるうえ，広範囲に汚染されている。このような特徴を踏まえ，廃棄物発生量及び廃止措置費用の評価は，複数の施設に対して共通的な条件下で行った。

2. 廃棄物発生量

廃棄物には，施設の維持や廃棄物処理に伴い発生する廃棄物（操業廃棄物）と，施設の解体に伴い発生する廃棄物（解体廃棄物）がある。操業廃棄物は，既に保管しているもののほか，廃止措置期間中に発生が見込まれるものも含め，高線量系固体廃棄物，Pu 系／βγ 系固体廃棄物及び液体廃棄物等に分類し，重量を推算した。解体廃棄物は，多数の施設の物量を効率的に評価するため，施設の設計図書等から対象物をコンクリート，金属及び雑固体に簡素化し[1]，それらの汚染状況等を踏まえ重量を推算した。また，廃棄体化を考慮し，各廃棄物の推定放射能量，廃棄体仕様（処分容器容量及び廃棄物充填率等）及び想定される処分場の放射能濃度上限[2]から，処分区分（トレンチ処分，ピット処分，中深度処分及び地層処分）ごとに廃棄体数を求めた。

3. 廃止措置費用

廃止措置費用の評価フローを図 1 に示す。廃止措置費用には，施設解体費，廃棄物処理費，処分費及び輸送費が含まれる。施設解体費は，JAEA における過去の解体や更新工事に係るデータ分析結果から，評価すべき項目として，解体や除染等に係る人件費，資材類の調達費を選定し，それらを重量依存型，面積依存型及び数量依存型等の項目に分類して，解体廃棄物量や管理区域面積等の施設情報に応じて換算する評価式を用いて算出した[1]。廃棄物処理費は，廃棄体化処理施設の建設費及び操業費から求めた単価に廃棄体数を乗じて求めた。廃棄物処分費及び輸送費は，これまで報告等されている単価に廃棄体数を乗じて求めた。

4. 結言

本評価は，廃棄物量や施設情報を整理し，これらをインプットとする評価式を用いて行った。今後は，評価式の中で定めた換算係数等を廃止措置の進捗に応じて適宜見直し，より精度を高めていく。

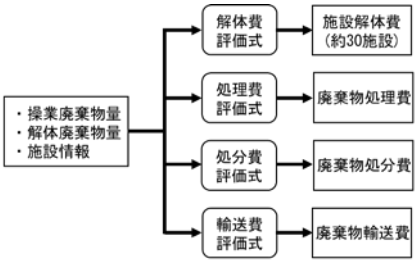


図1 廃止措置費用の評価フロー

参考文献

[1] 高橋　他，“原子力施設廃止措置費用簡易評価コード（DECOST）利用マニュアル”, JAEA- Testing 2018-002, （2018）
[2] 原子力安全委員会，“低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について”平成 19 年 5 月 21 日

*Kowa Hashimoto[1], Masanori Okano[1], Katsuya Taguchi[1] and Yoshihiko Nagasato[1]　[1]JAEA

東海再処理施設の廃止措置
(4) 廃止措置段階における効果的なリスク低減対策

Decommissioning of Tokai Reprocessing Plant (TRP)
(4) Specific activities for risk reduction for TRP decommissioning

*中澤 豊[1]，村上 学[1]，田口 克也[1]，中野 貴文[1]，永里 良彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

東海再処理施設における新規制基準を踏まえた安全対策については、廃止措置段階であることを踏まえ施設が保有する放射性物質によるリスクに応じて安全上の重要度を見直した上で、再処理維持基準規則を踏まえた必要な対応を行う方針である。本発表では東海再処理施設の現状とそれを踏まえた安全上重要な施設の選定、想定事故の選定、安全対策について報告する。

キーワード：再処理施設，廃止措置，安全対策

1. 緒言

東海再処理施設の廃止措置段階における効果的かつ合理的な安全対策を検討する上では、再処理運転時とは異なる各施設の状況・利用計画等を考慮する必要がある。現在の東海再処理施設に残存するリスクとしては、高放射性廃液の保有に伴うリスクが支配的であり、そのリスクを低減させるガラス固化処理を推進することを最優先に、廃止措置段階における安全対策を検討する必要がある。

2. 有効な安全対策の選定

2-1. 東海再処理施設の状況

廃止措置段階における東海再処理施設のうち、使用済燃料の溶解やU, Puの分離を行う施設等については、機器内に一部残留した放射性物質を保有した状態であるが、再処理運転時と比較して内蔵放射能量は極めて低い。一方、使用を継続する使用済燃料や核燃料物質の貯蔵、放射性廃棄物の処理・貯蔵に関連する施設については、再処理運転時と同様の状態にあるが、内蔵される放射能量は減衰により設計値よりもかなり低くなっている。

2-2. 安全上重要な施設の選定

東海再処理施設の状況を踏まえ、既往の評価や現実的な内蔵放射能量に基づく評価で、安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響が大きいものを安全上重要な施設とした。評価の結果、高放射性廃液貯蔵場、ガラス固化技術開発施設及びそれらの関連施設が選定された。

2-3. 想定事故の選定

再処理規則に定められている重大事故について、起因事象から事故に至る時間、または放出量を基準に選定を行った。設計値や現実的な内蔵放射能量に基づく評価の結果、廃止措置段階において想定される重大事故は、高放射性廃液の貯槽における蒸発乾固事象に限定された。

表　再処理運転時と現状の高放射性廃液のリスク比較

項目	再処理運転時の評価	廃止措置段階の現実的な評価（5貯槽の最小・最大）
液量(m^3)	120	38～80
インベントリ(Bq)	3.5×10^{19}	3.9×10^{17}～8.7×10^{17}
断熱評価での沸騰到達時間(h)	29	60～94

2-4. 有効な安全対策の検討

再処理維持基準規則を踏まえ、各施設のリスクに応じた安全対策の実施範囲、実施内容を検討した。次にその実施内容について、リスクの残存期間に対する対策完了時期、安全対策に係る工事実施によるガラス固化への影響等により有効性を判断した。その結果、対策が有効でないと判断され、当該事象により重大事故に至るおそれが否定できない場合は、重大事故に対する発生防止、拡大防止及び影響緩和として、対策時間、効果の観点から有効な対策を実施する。

3. 結言

廃止措置段階における施設の現状及び今後の利用計画等を考慮し、具体的な安全対策を選定した。今後、選定した対策の詳細設計等を行い、許認可手続きを経た上で工事等を実施していく計画である。

---

* Yutaka Nakazawa[1], Manabu Murakami[1], Katsuya Taguchi[1], Takafumi Nakano[1]and Yoshihiko Nagasato[1]

[1]JAEA

Planning Lecture | Board and Committee：Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[3C_PL] Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[3C_PL01] Present status of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*Syunichi Onitsuka[1] (1. TEPCO)

[3C_PL02] Remote technology for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Hajime Asama[1] (1. Univ. of Tokyo)

[3C_PL03] Decommissioning Project and International Collaboration

*Koji Okamoto[1] (1. JAEA CLADS)

[3C_PL04] Activities of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*Hiroshi Miyano[1] (1. Hosei Univ.)

2019年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

（1）福島第一原子力発電所廃炉作業の現状

(1) Present status of Fukushima Daiichi nuclear power plant decommissioning

*鬼束　俊一[1]

[1]東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日の事故発生以来、東京電力は、政府や協力企業と共に、原子炉や使用済燃料プールの冷却、汚染水の浄化および海洋への漏えい防止に注力してきた。また、今後 30～40 年にも及ぶ廃炉作業の進め方や必要となる研究開発などを示した「東京電力（株）福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置に向けたロードマップ（初版 2011 年 12 月）（以下「中長期ロードマップ」）」を政府と共にとりまとめ、これに沿った取り組みを実施してきた。

本稿では、廃炉に向けた福島第一原子力発電所における中長期の計画と現状について紹介する。

2. ロードマップ

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、中長期ロードマップに沿って進めてきた。これまでに 4 回改訂がなされ、最新の第 4 回改訂版は、2017 年 9 月 26 日に廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議にて決定された。本改訂における基本的姿勢は以下のとおりである。

① 安全確保の最優先・リスク低減の姿勢を重視
② 廃炉全体作業の最適化
③ 地域・社会とのコミュニケーションを重視・一層の強化

3. 汚染水対策

事故で溶けた燃料を冷やした水と建屋に流入する地下水が混ざり、日々汚染水が発生している。このため、汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」、の 3 つの基本方針に基づき汚染水対策を実施している。

汚染源を「取り除く」対策としては、トリチウム以外の 62 核種の放射性物質を除去できる多核種除去設備等の設備により、汚染水（RO 濃縮塩水）の浄化を進め、2015 年 5 月 27 日には、RO 濃縮塩水の全量処理（タンク底部の残水を除く）を行った。更に多核種除去設備で浄化を進めるとともに、使用済吸着塔やタンクの配置計画の変更を実施するなどして、敷地境界での追加的な実効線量を 1mSv/年未満に維持している。

汚染源に水を「近づけない」対策としては、汚染水貯蔵量の増加につながる建屋内への地下水の流入を抑制するため、建屋上流で地下水を汲み上げ（地下水バイパス）、当社及び第三者の分析結果により一定の水質であることを確認した上で 2014 年 5 月 21 日から排水を開始した。また、建屋近傍の井戸（サブドレン）での地下水汲み上げを 2015 年 9 月 3 日から開始し、専用の浄化設備にて浄化した後に、地下水バイパス同様に当社及び第三者の分析結果により一定の水質であることを確認した上で、同月 14 日より排水を開始した。また、大雨時においても確実に建屋周辺の地下水位を低下できるよう、地下水ドレンの水質改善のための前処理装置設置、サブドレン処理系統の 2 系列化、集水タンク、一時貯蔵タンクの増設による系統処理量の増加等のサブドレン他水処理施設の強化に加え、大雨時に一時的に雨水流入する箇所の流入防止対策を行っている。

雨水の土壌浸透を抑制するための敷地舗装（フェーシング）については、予定箇所の 94%が完了しており、今後は原子炉建屋等の周辺を計画的に実施する予定である。

1～4 号機周辺を凍結させ遮水する陸側遮水壁（全長約 1,500m）については、2016 年 3 月 31 日から海側の全面閉合を開始、同年 10 月に凍結を完了した。山側については、2016 年 6 月から段階的に閉合を開始し、2018 年 9 月には全ての凍結が完了した。現在は凍土の過度な成長を抑制するための維持管理運転に移行している。

これら、地下水バイパス、サブドレン、フェーシング、陸側遮水壁の効果により、建屋への地下水流入量が大幅に減少している。年平均の汚染水発生量を比較すると、陸側遮水壁閉合前（2015 年度）の 490m^3／日に対して、陸側遮水壁閉合後（2018 年度）は 170m^3/日となっている。今後も引き続き、水質、地下水位／建屋水位を確認しながら地下水バイパス、サブドレン、陸側遮水壁の運用を継続すると共に未実施箇所のフェーシングや屋根雨水流入対策等の追加対策を含めた重層的な汚染水対策に継続して取り組み、汚染水発生量を更に低減していく。

汚染水を「漏らさない」対策としては、建屋内の滞留水について、周辺地下水の水位より建屋の水位を下げることで、建屋の外に流出しない状態を引き続き維持する。また、上記建屋内流入量抑制対策により、汚染水発生量が減少したことから、建屋の汚染水を減らすため建屋水位を徐々に低下しており、1 号タービン建屋については、2017 年 3 月に最下階エリアの滞留水の除去を完了した。引き続き他の建屋についても除去を行い、1･2 号機連通部の切り離し、3･4 号機連通部の切り離しを経て、2020 年迄に循環注水を行っている原子炉建屋以外の建屋滞留水の除去を完了させることとしている。

汚染水を貯蔵するタンクについては、フランジ型のタンクから漏えいリスクの少ない溶接型タンクへのリプレースを進めている。貯蔵タンクについては、状況変化に応じて増設計画を適宜見直す。

4. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

4 号機は、事故当時定期検査中であったため、全ての燃料が使用済燃料プールに保管されており、3 号機の影響で建屋は爆発、損壊、プール内にガレキが落下したが、燃料は健全な状態にあった。2013 年 11 月 18 日から他号機に先行して燃料の取り出しを開始した後、順調に作業を進め、2014 年 12 月 22 日に全ての燃料取り出しを完了した。

1 号機は、建屋カバーを解体し、オペレーティングフロア上部のガレキ撤去をした上で、燃料取り出し専用カバーを設置し、使用済燃料を取り出す計画である。2015 年 7 月から 10 月に屋根カバーの撤去、2016 年 9 月から 11 月に壁パネル撤去、2017 年 3 月から 5 月に柱・梁の取り外しを完了し、2017 年 12 月に建屋カバーの柱・梁の改造および防風フェンスの設置を完了した。現在、北側のガレキ撤去を進めるとともに、南側にある使用済み燃料プールを保護するための準備作業を進めている。また、2019 年 7 月からウェルプラグ調査を実施している。

2 号機は、2015 年 9 月から使用済燃料取り出しに向けた原子炉建屋周辺の整備を開始するとともに、同年 11 月､早期に燃料を取り出すことによる廃炉作業のリスクの低減､作業による被ばく量の低減等の観点から、オペレーティングフロア上部の全面解体が望ましいと判断した。その後、2018 年 11 月～2019 年 2 月に実施したオペレーティングフロア内調査（建屋西側の壁面開口部から遠隔ロボットを使用）では、2012 年と比べて放射線量が低減していることを確認したことから、ダスト飛散防止や被ばく低減、雨水の建屋流入抑制を図るため、上部建屋を解体しない方法についても検討を実施している。

3 号機は、オペレーティングフロアの線量が非常に高いことから、燃料取り出し用カバー及び燃料取扱設備を設置するためのガレキ撤去や除染、遮へいを遠隔操作にて実施した。2015 年 11 月には、使用済燃料プール内の大型ガレキ（燃料交換機他）の撤去を完了し、2016 年 12 月には、除染、遮へいの設置を完了した。2017 年 1 月から、燃料取り出し用カバーや燃料取扱設備等の設置を開始し、2018 年 2 月に燃料取り出し用カバーの設置を完了した。その後、燃料取扱設備は試運転開始後に制御ケーブルの断線等の不具合が発生したことから、試運転を中断して設備不具合の洗い出しをすべく動作確認や外観確認等の点検を実施した。ここで確認された不具合について原因の究明と再発防止対策をしっかりと行うだけでなく、万が一不具合が発生した場合でも、速やかに復旧出来るよう対応手順の策定や訓練の実施、予備品の購入を行い万全の体制を整えた。2019 年 4 月 15 日より燃料取り出し作業を開始、約 2 年後の燃料取り出し完了に向けて、引き続き安

全最優先で作業を進めていく。

5. 燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しについては、原子炉格納容器からの漏水部分の止水が必要な冠水工法の難易度が、当初の想定より高いことが明らかになってきたこと、水を用いない遮へい技術を適用した取り出し工法など、冠水工法以外の工法について、成立性に関する情報が得られたこと、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）が発足し、多様な工法の実現性を、専門的に比較検証する体制が整ったこと等の状況変化を踏まえ、原子炉格納容器の水位や燃料デブリへのアプローチ方向を組み合わせた複数の工法の実現可能性について、成立性の評価及び技術的な比較検証を行っている。

この評価及び検証に当たっては、原子炉格納容器内の状況把握に集中的に取り組み、取得される情報を反映させた燃料デブリ取り出し工法の実現性を評価する。その結果を踏まえ、各号機の燃料デブリ取り出し方針を決定する計画としている。

（1） 原子炉格納容器内等の状況把握

原子炉格納容器内は、高線量のため進入が困難であり、ロボット等による原子炉格納容器内の調査、外部から検知する技術の活用、得られた情報を基にした解析や実験による推定を行い、必要な燃料デブリの位置の絞り込みにより燃料デブリ取り出し方針を決定する。

1 号機格納容器内の調査は、2012 年 10 月、2015 年 4 月、2017 年 3 月に実施した。2015 年 4 月の調査では、ロボットを用いて、格納容器内 1 階、地下階への開口部の周囲に大きな障害物がないこと、原子炉再循環ポンプや格納容器内壁面にも大きな損傷がないことを確認した。また、2017 年 3 月の調査では、地下 1 階面のペデスタル外の調査を行い、線量や堆積物の状況を確認するとともに、堆積物の採取を行った。現在は、次の内部調査に向けたアクセスルートを構築中である。

2 号機については、2012 年 1 月、2012 年 3 月、2013 年 8 月、2017 年 1～2 月、2018 年 1 月、2019 年 2 月に調査を実施した。2018 年 1 月の調査では、ペデスタル内プラットホーム下の調査を実施し、取得した画像の分析をした結果、燃料デブリを含むと思われる堆積物がペデスタル底部に堆積している状況を確認した。また、堆積物の状況から、燃料デブリの落下経路が複数存在していると推定している。2019 年 2 月の調査では、ペデスタル底部の 6 箇所で堆積物に初めて接触することができ、そのうち 5 箇所で小石状の堆積物が動くことを確認した。さらに、前回の調査よりも堆積物に接近した状態で、映像・線量・温度データを取得することができた。

3 号機については、2015 年 10～12 月、2017 年 7 月に実施した。2017 年 7 月の調査では、水中を遊泳するロボット（ROV）により、原子炉格納容器内ペデスタル内部状況を撮影した。複数の構造物の損傷や CRD ハウジング支持金具の一部が脱落していること、ペデスタル内に溶融物が固化したと思われるものやグレーチング等複数の落下物、堆積物があることを確認した。また、プラットホーム上のグレーチングは確認されなかった。

また、1 号機～3 号機原子炉内燃料デブリの位置を把握するため、宇宙線由来のミュオン（素粒子の一種）を用いた測定を行っている。

1 号機は、2015 年 2 月~5 月に測定を行い、炉心部に燃料がないと評価した。2 号機は、2016 年 3 月~7 月に測定を行い、圧力容器底部及び炉心下部、炉心外周域に燃料デブリと考えられる高密度の物質が存在していると評価した。3 号機は、2017 年 5 月から測定を行い、7 月までの測定結果では、原子炉圧力容器内部には、一部の燃料デブリが残っている可能性はあるものの、大きな高密度物質の存在は確認できていない。

（2） 燃料デブリ取り出し工法の実現性評価

燃料デブリ取り出し工法の実現性を評価するため、各工法を実現するための条件を明確にすると共に、その条件の成立性を各号機別に評価していく。

被ばく低減、飛散防止の観点から有効な工法と考えている冠水工法の実現性評価として、複数の原子炉格納容器の止水・補修方法の実現性に加えて、工法毎に原子炉格納容器等の健全性や燃料デブリの臨界リスクを評価する。また、気中工法の実現性として、放射線の遮へいや放射性物質のダスト飛散防止を実現するた

めの設備の構造設計を行うとともに、高い放射線環境下での稼働や燃料デブリ取り出し時に発生するダストの抑制を重視した遠隔取り出し装置の開発を行うこととしている。

6. 廃棄物対策

廃炉作業に伴い発生する廃棄物を適正に保管していくことを目的に、当面 10 年程度の固体廃棄物の発生量予測を踏まえた「保管管理計画」を策定した（第 3 次改訂 2019 年 6 月）。

発生する廃棄物は、既設施設の保管容量を超えて増加していくことから、廃棄物の保管管理を行う上では、敷地内の有効利用、管理のしやすさ、処理・処分の負担を低減する観点から、発生量をできるだけ少なくすることが重要である。運用を開始した雑固体廃棄物焼却設備等および 2020 年度に運用開始する予定の増設雑固体廃棄物焼却設備、2022 年度に運用開始する予定の減容処理設備により、廃棄物を可能な限り減容すると共に、保管施設を導入し、遮へい・飛散防止及びモニタリングにより適切に保管する。

今後も、処理・処分方法の検討のため、性状把握、処理・処分技術の適用性、難測定核種等の分析手法等の開発を推進していく。

---

* Syunichi Onitsuka[1]

[1] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

2019年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

（2）福島第一原子力発電所の廃炉のための遠隔技術

(2) Remote technology for decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*淺間　一[1]

[1]東京大学

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故からすでに 8 年が経過した．事故直後における緊急対応や，その後の廃止措置において，高放射線環境下での様々な調査や作業が必要となる中，人が行うことが困難・不可能・危険な環境が多々存在するため，遠隔技術の活用が必須となっている．1F の事故直後は，事故現場の情報収集，原子炉の冷却，冷温停止が緊急のミッションであった．その後，汚染物質の封じ込め，システムの再構築，余震対策などの取り組みも行われている．現在では，廃炉に向け，使用済み燃料プールからの燃料の取り出し，さらには燃料デブリ（溶融し，冷えて固まった原子力燃料）の取り出しへと移行している．

これまでに 50 種類以上の遠隔技術が現場に投入され，調査・計測（状況調査，空間線量・線量分布計測，３次元データ取得など），瓦礫除去（敷地内瓦礫除去，オペレーションフロア瓦礫除去，建屋内瓦礫除去，使用済み燃料プール内瓦礫除去など），サンプリング（ダスト，汚染水，コンクリートコア）については順調に達成できている一方で，除染，止水などへの貢献はまだ限定的である．また，燃料デブリのサンプリングや除去なども，今後の課題として残されている．

今後，1F の廃炉には長期の時間を要することから，世代を超えた取り組み，そのための人材育成も極めて重要である. 分野を超えた学際的な知識を有し, ソルーションを導出できるような人材の育成が求められる．また，原子力施設の事故後の廃炉やクリーンアップなどの課題を抱えているのは日本でだけではない．原子力施設の事故は滅多に起こるものではないが，米国，英国をはじめ，同様な課題を抱え，様々な取り組みを行っている国も多く，それぞれが独自の技術や知見を有している，これらの国とも連携することで，国内外の希少な英知を結集し，今後の研究開発と人材育成を行いながら，廃炉に立ち向かうことが重要である．

---

* Hajime Asama[1]

[1] The University of Tokyo

2019年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

（3）英知事業・国際協力の取り組み

(3) Decommissioning Project and International Collaboration

*岡本孝司[1,2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京大学

1. はじめに

日本原子力研究開発機構、廃炉国際共同研究センター(CLADS)は、福島第一原子力発電所の廃炉を目的とした基礎・基盤研究を推進する活動を進めている。大量に存在する核燃料物質や放射性物質の閉じ込めを確実に確保しつつ、核燃料物質及び放射性物質を安全に管理するとともに、最終的に処理処分を行うためには、極めて高度な科学技術を駆使していくことが必要となる。既存の技術だけではなく、全く新しい概念に基づく技術開発が必須であり、日本国内だけではなく世界中の英知を結集して、廃炉を進める必要がある。CLADSは、国内および世界の研究開発のハブとして、廃炉研究を進めてきている。

2. 基礎・基盤研究マップ

福島第一原子力発電所の廃炉は、極めて幅広い課題が山積している。NDFによる戦略が公開され、これらの戦略に基づいて廃炉が進められていくが、この戦略の背後にある、さまざまなニーズを解決していくことが求められる。一方で、研究開発を進める大学や研究機関が保持している、先端的な技術、シーズを廃炉にどのように適用していくかは、戦略の背後にあるニーズを的確にとらえなくてはならない。現在、さまざまな研究開発が進められているが、このニーズとシーズのマッチングが効果的に進められているとは必ずしもいいがたい。このため、CLADSにおいては、どのようなニーズが存在しており、現在どのような研究が進められているか、もしくはどのような研究が必要かを俯瞰的に示すため、廃炉基礎・基盤研究に関する技術マップを作成している。図１に全体図を示すが、詳細版については、ホームページを参照されたい。

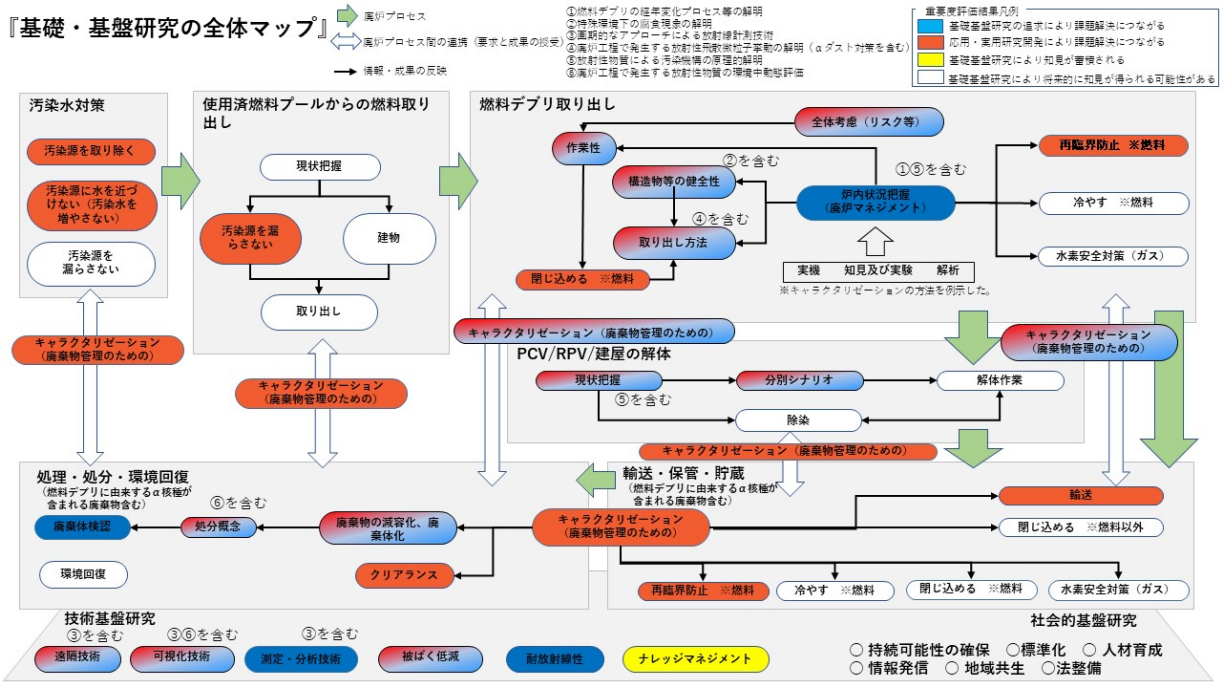


図１ 基礎・基盤研究の全体マップ（2019年版）https://fukushima.jaea.go.jp/hairo/platform/map_2019.html

本マップを用いることで、廃炉に関する研究ニーズの全体像を俯瞰するとともに、基盤研究として必要な研究を推進していくことができる。なお、重要度分類においては、これらのニーズの中で、基礎基盤研究として推進すべき研究について、評価を行い青地もしくは赤地で示している。青地の方がより基盤研究として推進すべき研究であり、赤地は基盤というよりは応用研究に近いテーマであり、東京電力や IRID などにより推進されるべき研究となる。なお、領域によっては、青地と赤地の両方のテーマを含むものもある。また、黄地は、基盤的な研究であるが、少し時間をかけて進めていくべき研究となる。白地は既にある程度技術開発が進められているものも含まれている。技術的な研究開発項目以外にも、社会的に必要となる視点についても記述をしているが、重要度分類については実施していない。

本マップは 2019 年版と記載されているように、継続的に改善を進めていく。本マップに終わりはなく、新知見を踏まえて評価を進めるだけではなく、マップとしても、よりよいものに改善を進めることが必要である。

3. 英知事業・国際協力

2018 年度より、文部科学省が実施してきていた英知事業を、日本原子力研究開発機構が引き継ぎ、CLADS が公募を実施することとなった。これは、廃炉に関する基盤研究を CLADS がハブとして推進する方針とも、方向性を一にしている。CLADS が引き継いだ英知事業では、今年度から、前述の基礎・基盤研究マップに記載されているニーズに対して、基盤的な研究を提案いただくこととしている。公募研究も、廃炉のニーズに直結した、課題解決型研究を中心として構築している。このほかには、廃炉を含む原子力学の基盤を推進するための共通基盤研究と、日英・日露などの二国間共同研究である国際共同研究、さらには、CLADS と大学等との連携ラボを構築して研究者育成を推進する研究者育成研究の 4 種類がある。共通基盤研究以外については、いずれも、上記の基礎・基盤研究マップとのリンク、つまり廃炉ニーズが重要視される。

将来的には、国内で実施している廃炉研究についても、基礎・基盤研究は本マップをベースとして再構築することも視野に入れている。大学の役割と JAEA 等研究機関の役割をしっかりと認識したうえで、連携を強化し、日本国全体の廃炉研究を構築していくことが必要である。

なお、日本国内では困難な研究や、海外が進んでいる研究分野については、国際協力が必須である。英知事業においても、日英・日露の国際共同研究を公募しているが、CLADS としての国際共同研究も幅広く推進している。特に核燃料を扱う研究は、JAEA においても研究が進められているが、JAEA では実施が困難な核燃料に関する研究は、フランス CEA などとの協力によって推進する必要もある。また、OECD/NEA や IAEA といった国際組織における、多国間研究プロジェクトについても、海外の知見を廃炉に取り込む視点が重要となる。

国内外の研究を俯瞰し、より重要性の高い研究に研究資源を配分していくことが、これからの廃炉研究において重要であると考えている。

4. おわりに

福島第一原子力発電所の廃炉は、極めてチャレンジングな研究領域である。

先日、ハヤブサ 2 がリュウグウに着陸してサンプル採取に成功した。福島第一原子力発電所の燃料デブリのサンプルは、ハヤブサ 2 のサンプル採取よりも、より困難である。さらに、福島第一原子力発電所で今後実施すべき作業は、リュウグウ全体を分割して地球に持って帰る位のプロジェクトになる。ハヤブサ 2 よりもさらに困難な事業を進めようとしている。日本はハヤブサ 2 の技術を持っている。日本、そして世界の英知を結集して、安全に燃料デブリの回収、処分を進めていく必要がある。

今後とも、基礎・基盤研究マップをより充実させ、英知事業、国際協力を含めて、国内外の廃炉研究を推進していきたい。

* Koji Okamoto[12]

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

2019年秋の大会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告

Periodical Report from Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

（4）廃炉検討委員会の取り組み

(4) Activities of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

*宮野 廣[1]

[1]廃炉委委員長，法政大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉は、かつて経験のない技術的な挑戦を伴いつつ、極めて長期にわたり継続される事業である。日本原子力学会としてこの問題に長期に取り組み事故炉の廃炉が安全かつ円滑に進むよう技術的・専門的な貢献を行うため、平成 26 年度に廃炉検討委員会が設置された。

5 年目となった平成 30 年度は、個別検討課題に取り組む分科会の活動は下記の通り進展した。

- リスク評価分科会は 3 号機使用済み燃料取り出しを例に廃炉作業のリスク評価手法を検討した成果報告書をとりまとめ活動を終了。廃炉作業のリスク評価については、NDF からの依頼もあり、新たに燃料デブリ取り出しのリスク評価結果のレビューを行なう「廃炉リスク評価分科会分科会」を平成 30 年 8 月に設け、活動を進めた。
- 「建屋の構造性能検討分科会」は 3 号機原子炉建屋の耐震性を評価した中間報告書をとりまとめ、発刊した。
- 「ロボット分科会」は廃炉に貢献できるロボット技術開発のあり方を検討した中間報告書をとりまとめた。
- 「廃棄物検討分科会」は廃棄物処分の最終的なプラント・サイトの状況（フューチュアプラン：「エンドステート」に変えての呼称）を見据えた検討を進めた。

廃炉委の情報発信、コミュニケーションのための活動が拡がり、学会内では秋の大会、春の年会、春の一般向けシンポジウムにおいて活動報告を行うとともに、新たな取り組みとして、ＪＡＥＡの協力を得て、日本機械学会の動エネ部門およびロボメカ部門と連携して本年 5 月に J ビレッジにおいて、第 1 回の廃炉国際シンポジウム FDR2019（International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research ）を開催した。また、福島第一での廃炉作業が本格化する中で、支援を強化していかなければならない。廃炉委では、新たな検討グループを設定して、さらなる活動の展開を図っていく。

2. 廃炉委の活動

2-1.廃炉委員会の体制

「廃炉リスク評価分科会」を新たに設け、図 1 （次頁に掲載）の体制で検討を進めている。

2-2. 情報発信・コミュニケーション

秋の大会、春の年会に加え、原子力学会を軸に 2016 年 5 月に設立された「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会(ANFURD)」を情報発信・コミュニケーションの場として活用している。なお、

- 秋の大会では　福島第一の廃炉に関連する各組織の研究成果報告と意見交換
- 春の年会では　廃炉委の活動状況・成果報告および検討の方向性に関する議論

を主に行うこととしている。

廃炉委としての社会への発信は、毎年春にシンポジウムを開催して、その時の最もホットな話題を取り上げ、議論している。

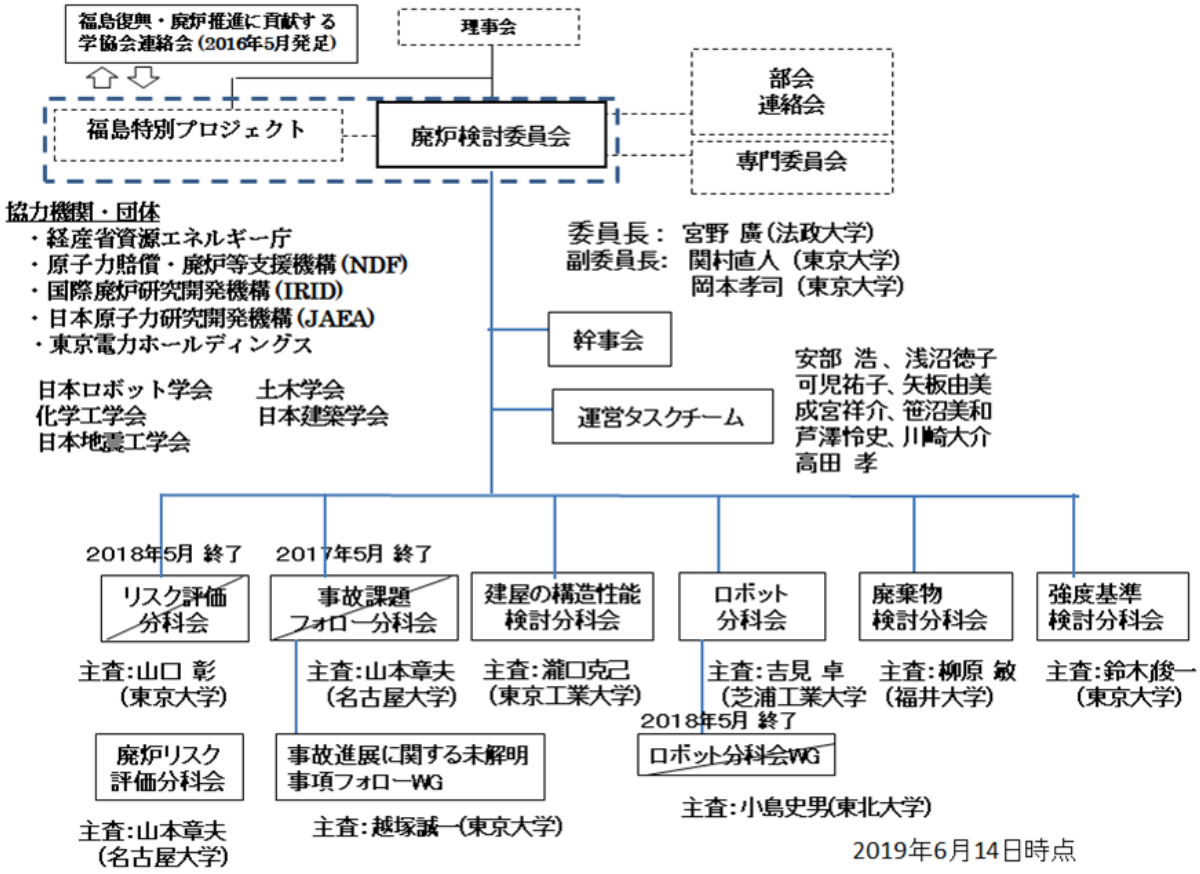
1）秋の大会、春の年会

- 秋の大会中の 2018 年 9 月 7 日午後、廃炉検討委員会セッション
  「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会－現状および活動報告-」 を実施した。

2019年秋の大会

・春の年会中の 2018 年 3 月 28 日午後、廃炉検討委員会セッション
「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会－廃炉に向けた技術開発の現状－」 を実施した。

図１　廃炉検討委員会の体制



２）春のシンポジウム

福島第一事故後ほぼ 8 年が経過した 3 月 9 日に、機械振興会館にて、一般向けのシンポジウムを以下の内容で開催した。

テーマ：「東京電力福島第一原子力発電所の廃炉-第４回：確実な廃炉のために今すべきこと-」
講演１：事故炉の廃炉の全工程とホールドポイント（宮野　廣　委員長・法政大）
講演２：事故炉の安全確保と管理目標　　（山本章夫　WS 主査・名大）
講演３：廃炉とサイト修復の最終の姿に向けた廃棄物の取り扱い（柳原　敏　WS 主査・福井大）
講演４：自然現象に対する事故炉の安全性評価　（糸井達哉　WS 主査・東大）
講演５:新技術への挑戦－国の補助事業による研究開発（松本昌昭　廃炉･汚染水対策事業事務局･MRI）
講演６：国際協力への提案　（岡本孝司　JAEA/CLADS 長・東大）

（結果）約 120 名の参加を得て活発な議論が行われた。現状のロードマップは不十分であり、十分な議論ができていない。原子力学会はこの充実に協力し、確実に廃炉を進めていくため貢献していく。

３）部会、連絡会等との連携

本年度は廃炉委にて、燃料デブリ専門委員会および福島第一廃炉に関連する部会等のうち「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会から、活動状況を説明いただき、意見交換を行った。

４）福島第一原子力発電所の廃炉に係る国際研究者会議

「International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research FDR2019：　May24-26, 2019, J-Village, Naraha, Fukushima, JAPAN

(概要)

４０年にも及ぶとされる東京電力福島第一原子力発電所の廃炉について、国内外の技術者や研究者が最新の研究成果などを報告する国際会議を福島のＪヴィレッジで開催した。委員長に日本機械学会（JSME）のロボ･メカ部門から高橋隆行教授（福島大)、副委員長にはJSMEの動エネ部門から岡本孝司教授（東大)、日本原子力学会（AESJ）からは廃炉委委員長の宮野廣客員教授（法政大）以下、日本原子力研究開発機構（JAEA）をはじめとする関係機関、学会から多くのボランティアによる支援を受け運営された。

この会議は、日本機械学会（JSME）と日本原子力学会（AESJ）が共同で開催した初めての福島第一の廃炉に関する国際会議であり、各国の技術者や研究者など１８０人余りが参加した。特に海外からの論文の投稿も多く（40%超)、各会場で常時５０人程度が参加する有意義なものとなった。

会議の冒頭のプレナリーで、ＮＤＦ（原子力損害賠償・廃炉等支援機構）の山名理事長から、福島第一原発の廃炉の現状を説明し、世界中の研究成果と技術の結集が重要であるが訴えられ、資源エネルギー庁の新川審議官からは、福島第一の廃炉は福島の復興につながるものでなければならないと訴えられた。

三日間の会議では、遠隔操作の技術や廃棄物管理、過酷事故解析の高度化、デブリの特性、放射線計測など５つの分野に分かれて発表と議論がなされた。合計１０４件の論文が発表され、熱心な議論が行われた。廃炉の現状は、「燃料デブリの取り出しなど、これからいよいよ難しい段階に入る」、「難しいチャレンジになる。世界の技術者の英知を結集し、連携を深めていく必要がある」などが共有された。

国内外多くの専門家が結集した国際会議であり、意見交換は、発表の場だけではなくバンケットの場や引き続く親睦会で熱く行われ、今後の人のつながりを介した技術のつながりが期待される。

（３）ワークショップ開催

廃炉委として、全体をカバーする課題について、特に自由に意見交換、議論する場として、「廃炉委ワークショップ」を始めた。毎回、多くの外部団体の方、専門家の参加を得て、下記のテーマで活発な議論を行った。

・第１回テーマ：廃炉のロードマップ
・第２回テーマ：廃炉の安全に関わる管理目標とは
・第３回、５回テーマ：廃炉の“廃棄物の取り扱い”について
・第４回テーマ：事故炉廃炉における放射性物質/放射線の閉じ込めのためのバウンダリの考え方について
・第６回テーマ：事故炉廃炉における自然事象(外的事象)に対する備えを議論する上での前提条件
・第７回テーマ：宇宙・衛星の信頼性技術と事故炉廃炉向けロボットへの展開

各会約 20 人の参加で議論を進めている。報告は、それぞれのテーマの報告書に反映するとともに、国、NDF、東電に情報を提供する。

2-3. 今後の活動

今後の活動の概要を以下に示す。

（１）廃炉委の活動

○福島第一の廃炉作業は、「燃料デブリの取り出しなど、これからいよいよ難しい段階に入る」、「難しいチャレンジになる。世界の技術者の英知を結集し、連携を深めていく必要がある」。

○2021年の10年目に向けた”廃炉委“の提言のフォローの活動を始める。

（例）・背後要因のうち組織的なものに関する事項の分析
・専門家集団としての学会・学術界の取組みの在り方の検討

○課題解決型のWSの開催を継続する。

（例）トリチウム水への対応、風評被害、計量管理、弁別の考え方、クリアランスの評価法など

「風評被害」への対応は、最大の課題となりつつある。学会としてどのように対応すべきか、議論を進

め、社会に発信していかなければならない。

（２）分科会の活動

・「廃炉リスク評価分科会」・・リスク評価法の確立
・「建屋の構造性能検討分科会」・・廃炉の構造評価法の提案(構造劣化の問題)
・「ロボット分科会」・・炉内調査ロボットの開発、信頼性の提言
・「廃棄物検討分科会」・・“目指す姿”（フューチュアプラン）の提言
・「強度基準検討分科会」を新設し、事故炉の強度基準の検討

（３）国際会議

JASMiRT（国際原子力構造工学会議）と連携して８月にSMiRT25(米シャーロット)で廃炉国際セッションを共催する。SMiRT27（2023年開催）の日本開催を予定している。

８月開催のＮＤＦ第４回福島第一廃炉国際フォーラムに協力する。

（４）廃炉委のシンポジウム、セッション等

学会の年会、秋の大会、廃炉委企画セッションを計画・実施する。

毎年開催の春のシンポジウムでは（2020年３月）、特に一般向け廃炉シンポジウムについて「市民目線」の内容で計画・実施する。

（５）ワークショップの開催

福島の廃炉への取り組みを、今後の原子力発電の安全確保にどのように生かしていくべきなのか。その視点での議論が抜けている。

・福島第一の事故の反省の再考。
・安全確保への本質的な議論と実行に生かす。
・行き過ぎの審査基準の問題への適切な助言
　例：　厳しすぎる竜巻の風速
　　津波高さの一律適用と最大予想値を基準とすることの問題
・「新知見」の問題への対応として、何を「新知見」とするのか、十分に検証されたものを「新知見」とすべきなのか、規格基準への取り込みを論文ベースか、査読論文ベースか等を検討する。

3. おわりに

福島第一の廃炉作業は、「燃料デブリの取り出しなど、これからいよいよ難しい段階に入る」、「難しいチャレンジになる。世界の技術者の英知を結集し、連携を深めていく必要がある」。学術界の支援へのニーズは高い。各組織での活動、連携、さらに廃炉委でのワークショップでの議論を踏まえて、実効的な支援につなげて行きたい。

*Hiroshi Miyano[1]

[1]Chair of 1F Decommissioning Committee AESJ, Hosei Univ.

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

Fri. Sep 13, 2019 2:45 PM - 4:20 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room C Common Education Bildg. 1F C13

[3C10-15] Decommissioning Technology for Fukushima 2

Chair:Taro Shimada(JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3C10] Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology

(1)Overview of the plan and spectroscopic analysis

*Shuichi Hasegawa[1], Masabumi Miyabe[2], Hiroyuki Daido[3], Chikara Ito[2], Tomonori Yamada[2], Takuya Shibata[2] (1. Univ. of Tokyo, 2. JAEA, 3. Institute for Laser Technology)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3C11] Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology

(2)Laser irradiation test for characterization of generating fine particles

*Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[2], Chikara Ito[1], Masabumi Miyabe[1], Takuya Shibata[1], Shuichi Hasegawa[3] (1. JAEA, 2. ILT, 3. Univ. of Tokyo)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3C12] Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology

(3)Observation of fine particles produced during a laser cutting using a high speed camera

*Hiroyuki Daido[1], Tomonori Yamada[2], Chikara Ito[2], Masabumi Miyabe[2], Takuya Shibata[2], Shuichi Hasegawa[3] (1. Institute for Laser Technology, 2. JAEA, 3. Univ. of Tokyo)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3C13] Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology

(4)Proposal of particle measuring technique using an aerodynamic lens

*Chikara Ito[1], Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[2], Masabumi Miyabe[1], Takuya Shibata[1], Shuichi Hasegawa[3] (1. JAEA, 2. Institute for Laser Technology, 3. Univ. of Tokyo)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3C14] Development of Fuel Debris Canister

(14)Validation Test of Fuel Debris Canister Lid

*Daisuke Nagahira[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[3], Tomoya Iwashima[4], Nodoka Miyamoto[1], Kazuma Hirosaka[1], Yuuichi Matsushita[1], Manabu Ueno[1] (1. HGNE, 2. IRID, 3. MHI, 4. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3C15] Development of Fuel Debris Canister

(15)Effect of alpha-rays on Hydrogen Production using Spent Fuel (Part2)

*Nodoka Miyamoto[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[3], Tomoya Iwashima[4], Daisuke Nagahira[1], Yuuichi Matsushita[1], Kazushige Ishida[1], Manabu Ueno[1] (1. HGNE, 2. IRID, 3. MHI, 4. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発 (1) 全体計画及び分光分析法の検討

Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology

(1) Overview of the plan and spectroscopic analysis

*長谷川 秀一[1]，宮部 昌文[2]，大道 博行[3]，伊藤 主税[2]，山田 知典[2]，柴田 卓弥[2]

[1]東大，[2]JAEA，[3]レーザー総研

平成31年度の英知事業共通基盤型原子力研究プログラム一般研究において採択された「レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発」の計画概要と微粒子中の核種分析の進捗状況を報告する。

キーワード：レーザー加工，微粒子，分光分析

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所における事故で発生した燃料デブリは、その性状が不明な上に、取り出しには多大な労力を要することが想像される。取り出す上で必須となるデブリ切断にはいくつかの方法が検討されているが、レーザーによる切断・加工は様々な利点を有している。その一方、他の加工方法と比較して発生する微粒子の粒径が小さいと言われている。また、燃料デブリの加工に際しては、微粒子は放射性物質であることから飛散を最小限に抑え、その含有核種に関する情報を取得する必要がある。しかしながら、通常のレーザー加工においては、加工対象に着目していることから、発生する微粒子についての知見は十分とは言えない。そこで、本研究は２つの点に着目した。１つめは、レーザー加工における照射パラメータと発生する微粒子の粒径分布をはじめとする諸量の関係性を実験により検討すること。２つめは、微粒子中の元素・核種の組成を計測するための手法を開発すること。以上について、これまでの成果を、本件を含めて4つのシリーズ発表により報告する。

2. 実験装置概要

実験装置は、加工用レーザーをはじめとして、試験体を設置するための照射チェンバー、そこで発生する微粒子を測定装置にビームとして取り出すための空力学レンズ、粒径を測定するための飛行時間測定装置、さらに微粒子中の元素・核種を測定するための分解・分光のためのレーザー照射装置などから構成される。ここでは、最後の元素・核種測定のためのレーザー分光について紹介する。核種レベルの検出を行うためには同位体シフト・超微細構造を分解できる狭帯域レーザーが必要なことからその構築を行った。これらの設計・製作と合わせて、レーザー照射により発生する原子の吸収分光分析を進めている。

3. 結論

本プロジェクトの全体概要の説明と特にレーザー分光分析について紹介した。以上をもとにして、レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定に向けて、さらに研究を進めていく。

本研究は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発」の成果である。

---

* Shuichi Hasegawa[1], Masabumi Miyabe[2], Hiroyuki Daido[3], Chikara Ito[2], Tomonori Yamada[2], Takuya Shibata[2]

[1]Univ. of Tokyo, [2]JAEA, [3]Institute for Laser Technology,

レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発
(2) 微粒子の特性評価のためのレーザー照射試験

Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology

(2) Laser irradiation test for characterization of generating fine particles

*山田 知典[1]，大道 博行[2]，伊藤 主税[1]，宮部 昌文[1]，柴田 卓弥[1]，長谷川 秀一[3]

[1]JAEA，[2]レーザー総研，[3]東大

レーザー加工時に発生する微粒子の評価に向けて、開発した照射チェンバーの内部で照射試験を行い、微粒子の発生挙動を高速度カメラで観察すると共に回収に成功した。

キーワード：レーザー加工，微粒子，高速度カメラ，照射チェンバー

1. 緒言

レーザー加工は、他の加工方法と比較して切断幅が狭いことから、加工時に発生する 2 次廃棄物の量は少ないが、加工に伴い発生する微粒子に着目すると小さな粒径の粒子が多いとされる。原子力施設へ適応する場合、放射性物質を含有する微粒子の大気中への飛散防止の観点から、発生する微粒子の評価が必要となる。本研究では、特にレーザー加工により発生する微粒子を対象とし、その発生挙動の観察及び発生する微粒子の回収を行った。

2. 微粒子の評価のための照射チェンバー開発

本研究では、レーザー照射により発生する微粒子を評価するため、微粒子を周囲に拡散させない密閉構造を持つ照射チェンバーを開発した。照射チェンバーの性能確認として、熱源としてファイバーレーザーを使用し、照射チェンバー上部から、チェンバー内部に設置した試験体に向けてレーザー照射を行った。試験体は、セラミックス、金属、コンクリートを使用した。レーザー照射中の様子は、照射チェンバーの側面に設置した観察窓から高速度カメラで撮影した。微粒子の評価として、大きな粒子は、重力等により試験体の周囲に落下するため、レーザー照射後に回収して観察を行った。小さな粒子は、照射チェンバー内部を浮遊するため、今後、照射チェンバーと計測装置の接続を行い、計測装置側へ導入した粒子を計測する予定である。

3. 結論

レーザー加工により発生する微粒子の評価に向けて照射チェンバーの開発を行った。照射チェンバーの上部から、内部に設置した試験体に向けてレーザー照射を行い、その様子を側面の観察窓から高速度カメラで撮影し、各試験体での微粒子の飛散挙動の観察に成功した。大きな粒子は試験後に回収して観察し、小さな粒子は計測装置に導入し計測する予定である。

本研究は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発」の成果である。

---

*Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[2], Chikara Ito[1], Masabumi Miyabe[1], Takuya Shibata[1] and Shuichi Hasegawa[3]

[1]JAEA, [2]Institute for Laser Technology, [3]Univ. of Tokyo

レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発
(3) 高速度カメラを用いた微粒子発生過程の観察

Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology

(3) Observation of fine particles produced during a laser cutting using a highspeed camera

*大道 博行[1]，山田 知典[2]，伊藤 主税[2]，宮部 昌文[2]，柴田 卓弥[2]，長谷川 秀一[3]

[1]レーザー総研，[2]JAEA，[3]東大

Among the study on fuel debris retrieval, specifically we use to irradiate samples made of metal, ceramics and concreate using high power fiber laser. In the experiments, we observe and record the plumes from laser irradiated samples using a highspeed camera.

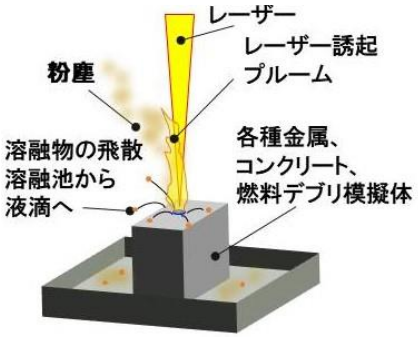
Key words： Laser cutting, aerosol, plume, decommissioning

1. 緒言

高速度カメラを用いレーザー照射によるセラミックス、金属、コンクリートから噴き出したプルームの観察・記録を行った。核種同定手法開発に資するため、詳細な画像観察とレーザーと物質の相互作用に関する解析を試みた。

2. 微粒子発生過程の観察

図に示すレーザー誘起プルームの振る舞いを観察すること等によりレーザー加工時に発生する微粒子発生メカニズムに迫ることを目指している。微粒子発生は、蒸気、溶融物が発生源になるとされている。レーザーにより固体が加熱され液体となりさらに加熱されることにより蒸気になり、レーザー照射部から飛散する。その気体が急冷される過程で微粒子になるとされている。このような過程は高いエネルギー密度で物質を照射することができるレーザー加工技術の特徴である。また液滴の飛散と加工部の溶融物の飛散による微粒子もあるとされる。これらは機械加工など加工部が高温になる技術にも当てはまると考えられる。これらを総合し、発生する種々のサイズの微粒子の発生メカニズムを整理することは様々なレーザー加工技術の高度化に貢献する重要な課題である。



3. 結論

プルームは大きさ 1 マイクロメートル以下の微粒子の発生源の一つである。高速度カメラを用いた観察結果を基に、レーザー加熱によるプルーム発生と微粒子生成に至る過程に関連する考察を行った。

本研究は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発」の成果である。

---

*Hiroyuki Daido[1], Tomonori Yamada[2], Chikara Ito[2], Masabumi Miyabe[2], Takuya Shibata[2] and Shuichi Hasegawa[3]

[1]Institute of Laser Technology, [2]JAEA, [3]Univ. of Tokyo

レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発
(4) 空力学レンズを用いた微粒子計測方法の提案

Analysis of particles generated by laser processing and development of their nuclide identification methodology

(4) Proposal of particle measuring technique using an aerodynamic lens

*伊藤 主税[1]，山田 知典[1]，大道 博行[2]，宮部 昌文[1]，柴田 卓弥[1]，長谷川 秀一[3]

[1]JAEA，[2]レーザー総研，[3]東大

微粒子の計測方法として、空力学レンズを用いて微粒子の濃縮ビームを生成し、オンラインで核種同定し、また、粒径分布をその場測定する手法を提案し、レーザー切断時に発生する微粒子への適合性を確認した。

キーワード：レーザー加工，微粒子，粒径計測，空力学レンズ，飛行時間法，レーザー分光

1. 緒言

燃料デブリの切断によって生じる微粒子の粒径や元素・同位体組成を分析するためには、その性状の変化を伴う前処理を行わずに遠隔でその場測定できることが重要で、そのためには効率的かつその後の分析に供する形態で微粒子を計測部へ導入することが重要となる。特に、レーザー切断時に発生する微粒子の粒径は 0.05 ～ 10 μm とされ、この領域は拡散しやすいこともあり、吸引して吸着等により捕集する手法は困難を伴う。そこで、本研究では、空力学レンズを用いて微粒子の濃縮ビームを生成する手法を提案する。

2. 空力学レンズを用いた微粒子計測法

微粒子の移行挙動は、その粒径に依存し、大粒径では重力沈降や慣性衝突の効果が大きく、小粒径では拡散効果により気体のように振舞う。窒素ガス流体中のナトリウムエアロゾルの伝送効率のエアロゾル粒径分布依存性の評価例では、概ね粒径 0.1 μm を境にそれ以上では重力沈降が支配し、それ以下は拡散効果の支配域となる。レーザー切断時に発生する微粒子の粒径はこの境界を含む範囲に分布すると考えられ、吸引・吸着による捕集の効率は粒径によって変化の大きい領域と考えられる。

そこで、微粒子を効率的に計測する技術として、空力学レンズの導入を提案する。高速炉の微少 Na 漏えい検知技術として開発された Na エアロゾル集積法[1]では、シミュレーションでは概ね粒径 0.06 ～ 2 μm のエアロゾルが通過する設計の空力学レンズが設計・製作されており（図 1）、目標とする粒径の領域の大半を含むことから、レーザー切断時に発生する微粒子への適合性はよいと考えられる。本手法では、濃度が 10^7 倍に濃縮された粒子ビームが生成されることから、狭い領域に働きかけるレーザー光との相性は良く、前段の粉塵発生部と後段のレーザー分光と組み合わせてオンライン化を図ることができる。

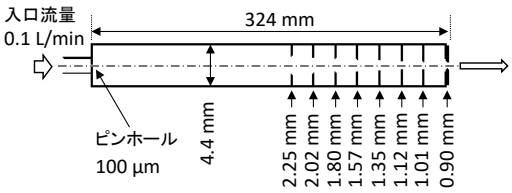


図 1　空力学レンズ

また、微粒子の挙動の解明においては、その粒径分布が重要な情報である。空力学レンズを通過した空気分子は断熱膨張により 500 ～ 600 ms^{-1} の超音速流となり、粒子は空気分子との衝突によって加速され、その速度は粒子の慣性に依存するため、粒径の違いによる速度差が生じる。これを利用して、飛行時間法により粒径分布が計測できる。空力学レンズを通過した粒子は、イオン化チャンバまで 40 cm の飛行距離での飛行時間は 700 ～ 800 ms になるので、100 Hz で回転する 1 %スリット付き円盤で粒子ビームをチョッピングすれば、粒子ビームを飛行時間に対して十分小さい矩形状に分割でき、飛行時間計測が可能となる。

3. 結論

空力学レンズを用いて微粒子をその発生源から効率的に計測部へ導入し、その粒径分布をその場測定するとともに、レーザーによる原子化・イオン化と組み合わせてオンライン化で核種同定する手法を提案し、レーザー切断時に発生する微粒子への適合性を確認した。今後は、空力学レンズを用いた計測装置を構築し、レーザー加工により微粒子を発生させて、その濃縮ビーム生成実験により本手法を実証する予定である。

本研究は、日本原子力研究開発機構「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「レーザー加工により発生する微粒子の解析と核種同定手法の開発」の成果である。

参考文献　[1] 日本原子力学会「2008 年秋の大会」C51

*Chikara Ito[1], Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[2], Masabumi Miyabe[1], Takuya Shibata[1] and Shuichi Hasegawa[3]

[1]JAEA, [2]Institute for Laser Technology, [3]Univ. of Tokyo

燃料デブリ用収納缶の開発
（14）収納缶蓋構造の検証試験

Development of Fuel Debris Canister
(14) Validation Test of Fuel Debris Canister Lid

*長平 大介[1]，内山 秀明[2]，松岡 寿浩[3]，岩嶋 智也[4]，
宮本 和[1]，廣坂 和馬[1]，松下 雄一[1]，上野 学[1]
[1]ＩＲＩＤ／日立ＧＥ，[2]ＩＲＩＤ，[3]ＩＲＩＤ／ＭＨＩ，[4]ＩＲＩＤ／東芝エネルギーシステムズ

燃料デブリ用収納缶の構造強度評価上，影響が大きいと考える動的事象発生時の構造強度評価手法構築を目的として，収納缶蓋構造模擬体を用いた落下・転倒試験を実施した。試験は収納缶の取扱い時に万一の発生を想定して鉛直落下（落下時の収納物浮上り・蓋への衝突），転倒，収納缶上部への収納缶の鉛直落下を模擬した。試験の結果，蓋の破損や脱落はなく，衝撃荷重を受けても燃料デブリの閉じ込め性が確保できる見込みを得た。

キーワード：燃料デブリ，収納缶，構造強度，落下試験，ひずみ，蓋構造

1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の廃炉に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため，燃料デブリ用収納缶を開発している。収納缶蓋構造について，要求事項をもとに設計コンセプト案を設定し，構造案を検討した。本検証試験では，検討した収納缶蓋構造案の模擬体を用いた落下・転倒試験を実施し，収納缶蓋要求である燃料デブリの閉じ込め性を確認するため，構造強度評価上，影響が大きいと考えられる動的事象において収納缶蓋に破損や脱落がなく，燃料デブリの閉じ込め性が確保できることを検証した。

2. 試験内容

実機条件を模擬し，1/1 スケールで試験体系を設定した。試験体系は，実機収納缶の取扱い時に万一の発生を想定して鉛直落下（落下時の収納物浮上り・蓋への衝突），転倒，収納缶上部への収納缶の鉛直落下の 3 事象とし，各試験体系において収納缶内径 220mm，400mm の蓋構造を模擬して試験をおこなった。図 1 に収納缶内径 220mm 転倒試験の試験体系を示す。収納缶を移送台車で水平方向に移送中，収納缶が垂直状態から水平状態に転倒して床に衝突する事象を模擬した。蓋構造試験体に接続する転倒治具（棒）の重量や長さ等を設定して，蓋部が床へ衝突する際に受ける衝撃荷重を実機と同等とした。試験では，蓋の外観・寸法確認，シール部近傍のひずみ計測，変形量計測を実施した。

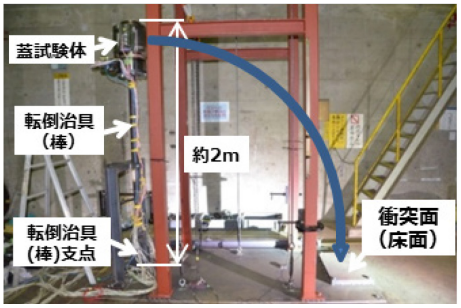


図 1 試験体系（収納缶の転倒，収納缶内径 220mm）

3. 結果および考察

図 2 に収納缶内径 220mm 転倒試験の試験後状況を示す。蓋試験体において，試験前後の外観確認で有意な変形や破損は認められず，脱落も確認されなかった。また，シール部近傍のひずみ，変形量から，シール部からの漏えいは生じないと判断することができた。また，その他試験においても同様の結果が確認された。以上から，衝撃荷重を受けても燃料デブリの閉じ込め性が確保できる見込みを得た。

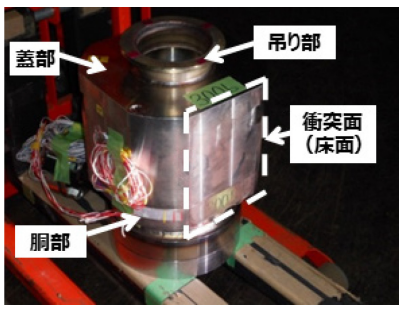


図 2 試験後状況（収納缶の転倒，収納缶内径 220mm）

本研究成果は，経済産業省／平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発）」で得られたものの一部である。

*Daisuke Nagahira[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[3], Tomoya Iwashima[4], Nodoka Miyamoto[1], Kazuma Hirosaka[1], Yuuichi Matsushita[1] and Manabu Ueno[1]
[1] HGNE, [2]IRID, [3] MHI, [4] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

燃料デブリ用収納缶の開発
（15）使用済燃料を用いた水素発生試験によるα線の影響検討（その２）

Development of Fuel Debris Canister
(15) Effect of Alpha-rays on Hydrogen Production using Spent Fuel (Part2)

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

水の放射線分解による水素発生におけるα線の影響を評価するために，粒径が異なる 2 種類の使用済燃料ペレット片（以下，ペレット片）を用いた水素発生試験を実施した。その結果，20～300μm のペレット片を用いた場合の水素発生速度は 1000～4000μm のペレット片を用いた場合と比較して 2 倍程度大きくなった。これより，水素発生量評価には燃料デブリ粒径の影響を考慮する必要があることが分かった。

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

1. 緒言

福島第一原子力発電所（以下，1F）の廃止措置に向けて燃料デブリの収納・移送・保管技術を確立するため，燃料デブリ用収納缶を開発している。収納缶を移送する際に，収納缶内の水の放射線分解によって発生する水素への対策が必要となっている。これまでγ線照射下における水素発生量評価をおこなってきたが，1F 燃料デブリでは被覆管による遮蔽が期待できないことから，α線，β線およびγ線を含むペレット片を用いた試験により，α線照射による水素発生量への影響を確認した。その結果，300μm 以下の粒径を含む燃料デブリでは，水素発生量の評価にα線照射の影響を考慮する必要性が示唆された[1]。本試験では，粒径が異なる 2 種類のペレット片を用いて水素発生試験を実施し，粒径の影響を検討した。

2. 試験内容

試験容器内にペレット片約 80g または 100g（比放射能 2.1×10^{7}GBq/tU）と燃料デブリをユニット缶で水切りした程度の水分量を想定し，試験水 8mL または 10mL を入れて試験を実施した（表 1）。試験水は 1F の水質を考慮し塩化物イオン濃度で 5.6×10^{-4} mol/L の希釈人工海水に 1.0×10^{-4}mol/L のヨウ化物イオンを添加したものを用いた。ペレット片粒径は，20～300μm（粒径小）および 1000～4000μm（粒径大）とした。約 20 日間の試験後，気相部の水素濃度を測定し，水素濃度に気相部の体積，ペレット片の比放射能，重量および照射時間等を考慮し水素発生速度を算出した。

3. 結果および考察

試験結果を表 1 に示す。粒径小の場合（ケース１およびケース２）の水素発生速度は，粒径大の場合（ケース３）と比較して 2 倍程度大きくなった。この差はペレット内のα線の飛程は 10μm 程度であることから，α線に対するペレット片の自己遮蔽効果およびペレット片と水の接触具合の差によるものと推定した。これより，水素発生量評価には燃料デブリ粒径の考慮が必要となることが分かった。

表 1 試験条件および試験結果

ケース No.	試験条件				試験結果	
	ペレット片粒径 [μm]	ペレット片重量 [g]	試験水水分量 [mL]	気相部体積 [mL]	水素濃度（測定値） [vol.%]	水素発生速度（評価値） [L/(h・Bq)]
ケース 1	20~300（粒径小）	80	8	約600	0.78 (0.98) ※	6.4×10^{-18}
ケース 2		100	10		0.96	6.1×10^{-18}
ケース 3	1000~4000（粒径大）				0.41	2.7×10^{-18}

※( )内の値は，ペレット片 100g を用いたケース 2 およびケース 3 との結果比較のため，ペレット片増量分を考慮し，測定値を 1.25 倍(=100g/80g)した値

本研究成果は，経済産業省／平成 27 年度および平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発)」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] 松下ほか，“燃料デブリ用収納缶の開発（13）使用済燃料を用いた水素発生試験によるα線の影響検討”日本原子力学会 2018 年秋の大会　予稿

*Nodoka Miyamoto[1], Hideaki Uchiyama[2], Toshihiro Matsuoka[3], Tomoya Iwashima[4], Daisuke Nagahira[1], Matsushita Yuuichi[1], Kazushige Ishida[1] and Manabu Ueno[1]
[1] HGNE, [2]IRID, [3] MHI, [4] Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

General Meeting

Fri. Sep 13, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room D
Common Education Bildg. 1F D12

[3D_GM] 「保健物理・環境科学部会」第39回全体会議

[3D_GM] General Meeting

General Meeting

[3D_GM]「保健物理・環境科学部会」第39回全体会議

Fri. Sep 13, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

[3D_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2019 9:30 AM - 10:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[3D01-05] Environmental Radioacitivty and Natural Radiation

Chair:Takahashi Fumiaki(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3D01] Analysis of seasonal and spatial variations of air dose rate increasing during precipitation in Japan and long-distance transport of ^{222}Rn

*REONA YAGUCHI[1], HIROMI YAMAZAWA[1], JUN MORIIZUMI[1] (1. Nagoya Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3D02] Calculation of Pb-210 deposition in East Asia by improvement of the long-range atmospheric Rn-222 transport model

*Shinya Akamatsu[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1] (1. Nagoya Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3D03] Behavior of radium in Ningyo-toge Environmental Engineering Center

*Yuichi Kurihara[1], Akiko Yamaguchi[2], Shogo Higaki[2], Yoshiyuki Ohara[1], Yoshio Takahashi[2] (1. JAEA, 2. Univ. of Tokyo)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3D04] Evaluation of stability of uranium minerals in Ningyo-toge

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

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3D05] Radiation dose estimation at the high background radiation area in Indonesia

Dose rate measurement at different heights

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

10:45 AM - 10:55 AM JST | 1:45 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

日本国内の降水に伴う空間線量率上昇の地域的・季節的変化とラドン長距離輸送の解析

Analysis of seasonal and spatial variations of air dose rate increasing during precipitation in Japan and long-distance transport of ^{222}Rn

*矢口 廉大奈[1]，山澤 弘実[1]，森泉 純[1]
[1]名大

降水に伴う空間線量率上昇の地域的・季節的変化の特徴を明らかにし、それに寄与するラドンの長距離輸送の特徴を明らかにすることを目的とし、2013～2017 年までに日本国内のモニタリングポストで測定された空間線量率データの解析とラドン長距離輸送の解析を行った。

キーワード：空間線量率，ラドン壊変核種，降水，ラドン長距離輸送

1. 緒言　全国でモニタリングポストにより常時環境中の空間線量率が測定されている。これまで降水に伴う空間線量率の高い上昇が局所的に発現し、個々について研究が進められた[1]。しかし、降水に伴う空間線量率上昇の発現の全国的な特徴については十分な知見が得られていない。本研究では、降水に伴う空間線量率上昇の全国的な発現状況及び、それに寄与するラドン長距離輸送の解明を目的とし、空間線量率データの解析及びラドン長距離輸送の解析を行った。

2. 方法　空間線量率データの解析は、原子力規制庁「放射線モニタリング情報」で公開されている空間線量率と雨量データを使用し、モニタリングポストが全国的な設置になる沿岸部付近に位置する 12 か所を対象とした。解析期間は 2013～2017 年とし、季節を春：3～5 月、夏：6～8 月、秋：9～11 月、冬：12～2 月とした。空間線量率のバックグラウンド値を無降水時での平均値とし、空間線量率の上昇値をバックグラウンド値からの上昇値とした。ラドン長距離輸送の解析は、ラドン長距離輸送モデルを用いてラドン濃度の 3 次元分布を計算した。計算領域は東経 130°、北緯 43°を中心とし、水平方向 7776km×9792km の範囲（格子間隔 72km 四方、格子数 136×108 個）とし、解析期間は上記期間の各季節 1 カ月を 5 年分とした。

3. 結果　空間線量率の発生状況から、日本全国を日本海側地域、九州・四国地域、太平洋側地域の 3 つの地域に大きく分けられることが明らかになった。空間線量率の上昇値が高い事象（上昇値：31 nGy h^{-1}以上）は、日本海側地域では冬に顕著に多く、九州・四国地域では他季節に比べ夏に多く、太平洋側地域ではほとんど発現しなかった（上図）。一方、5 年分の総降水量は日本海側地域と太平洋側地域では大きな差がない地点もあり（下図）、降水量と空間線量率の上昇値が高い事象の発生状況は必ずしも対応しなかった。モデル計算では、ラドン鉛直積分濃度の季節ごとの平均分布は日本上空では北ほど高くなる解析結果を得た。

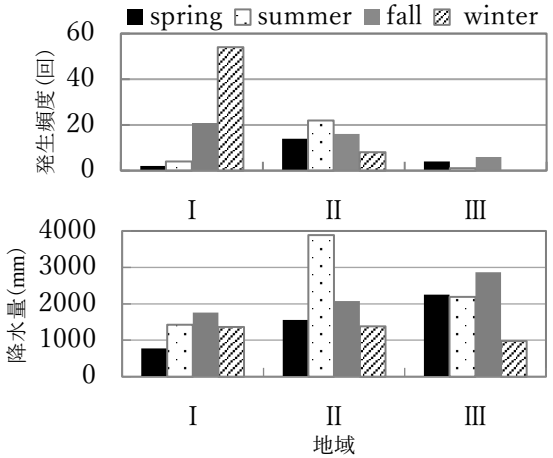


図 1　2013～2017 年の地域ごとの高線量率上昇事象発生頻度（上図）及び総降水量（下図）。Ⅰ：日本海側地域、Ⅱ：九州・四国地域、Ⅲ：太平洋側地域。

参考文献

[1] Nagai et al.; Jpn. J. Health Phys., 53 (4), 219～229 (2018)

*Reona Yaguchi[1], Hiromi Yamazawa[1] and Jun Moriizumi[1]
[1] Nagoya Univ..

長距離 Rn-222 輸送モデルの改良による東アジア域での Pb-210 沈着計算

Calculation of Pb-210 deposition in East Asia by improvement of the long-range atmospheric Rn-222 transport model

*赤松慎也[1]，山澤弘実[1]，森泉純[1]

[1]名大院工

長距離 Rn-222 輸送モデルへ新たに Rn-222 壊変生成物の輸送・沈着計算をモデルに組み込み，Pb-210 までの各核種の沈着量分布を求めた．

キーワード：**ラドン-222・鉛-210・大気輸送モデル・沈着**

1. 緒言　先行研究で化学的に安定である Rn-222 （以下，ラドン）のトレーサー利用を目的とした長距離ラドン輸送モデルが開発，改良されてきた．モデルによる地上濃度再現性が向上してきた一方で，ラドン濃度観測地点が少ないことと，上空濃度が得られないことから，モデル検証が不十分であることが課題であった．本報告では日本各地で測定されている Pb-210 降下量データから地域・季節特性を明らかにし，モデル検証を行う研究の第 1 段階として，ラドン崩壊生成物の輸送・沈着過程を組み込んだモデルによる Pb-210 沈着量分布を検討した結果を報告する．

2. モデル　長距離大気輸送モデルは，気象モデル WRF での解析気象格子点データ，海水面温度（SST）を入力とした気象場計算と，その結果及びラドン散逸率を入力データとする移流拡散モデル HIRAT（移流拡散方程式の差分法計算）によるラドン濃度計算に加えて，Po218 から Pb-210 までの核種の壊変過程及び沈着過程を移流拡散方程式へ組み込んだ壊変核種輸送沈着量計算から構成される．沈着過程は，現時点ではすべての核種で同一の効率としており，気象場計算からの降水の時空間分布を用いており，降水に取り込まれた段階で沈着したとして扱う形である．

計算領域は東経 130 度，北緯 43 度を中心とした水平方向 9792 km×7776 km の範囲（水平格子間隔 72 km 四方，格子数 136×108 個，鉛直 9 km まで 33 層）とした．

3. 結果

冬季を対象とした日本付近の Pb-210 沈着量計算結果を右図に示す．九州・四国地方や太平洋側と比べて，日本海で大きな沈着量を示した．これは一般的な観測事実と相違ない結果であり，分布傾向の再現性は良好といえる．日本海で沈着量が大きい原因としては冬場に生じる収束帯と豪雪に代表される大きい降水量や高い降水頻度が挙げられる．

気象場計算で得られた降水は実測値と比較すると，降水タイミングは一致する場合が多かったものの，降水量は全体として過小評価であった．このことが沈着計算上でどの程度影響しているかの評価を行うことが今後の課題である．

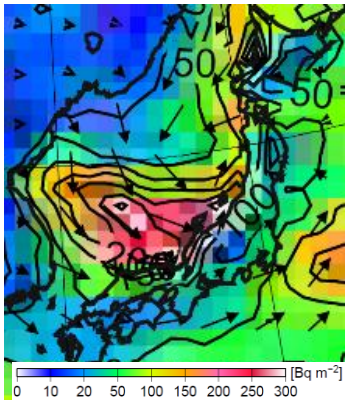


図 Pb-210 沈着量水平分布図
2012 年 1 月（月間値）

*Shinya Akamatsu[1], Hiromi Yamazawa[1], Jun Moriizumi[1]

[1]Nagoya Univ.

人形峠環境技術センターにおけるラジウムの挙動

Behavior of radium in Ningyo-toge Environmental Engineering Center

*栗原 雄一[1]，山口 瑛子[2]，桧垣 正吾[2]，小原 義之[1,] 高橋 嘉夫[2]

[1]JAEA 人形峠環境技術センター，[2]東京大学

人形峠環境技術センター内のラジウムの挙動を調べるために、センター内の 2 地点のボーリングコア試料中のラジウム及びウランについてゲルマニウム半導体検出器による分析を行った。その結果、2 つのコア試料の粘土鉱物を含む層にラジウムの濃集が見られた。

キーワード：ラジウム，人形峠，粘土鉱物

1. 緒言

人形峠環境技術センターでは、ウラン鉱山の活動終了に伴い、1987 年から鉱山跡措置を開始し、現在は鉱山施設の跡措置、維持管理と廃水処理を行っている。センター内の抗水中のラジウム (^{226}Ra) 濃度が排水基準を超えていることから、センター内の環境における Ra の挙動の把握は重要である。そこで、センター内の露天採掘場跡地内・外のボーリングコア試料に対して、ラジウム及びウラン (^{238}U) の分析を行った。

2. 試料・実験

試料には、採掘したウラン鉱石から U をヒープリーチングで抽出し、中和処理した後の残渣 (捨石) を埋め戻した露天採掘場跡地内のコア試料 (堆積岩層及び風化花崗岩層の上に捨石層が存在) と跡地外のコア試料 (堆積岩層と風化花崗岩層が存在) を用いた。試料中の ^{226}Ra は、^{214}Pb からの γ 線 (351.9 keV) を分析線として定量した。一方、試料中の ^{238}U は、^{235}U からの γ 線 (185.7 keV) を分析線として ^{235}U を定量し (^{226}Ra からの γ 線 (186.2 keV) の寄与を差し引いた)、天然の ^{238}U と ^{235}U の存在割合から求めた。また、放射光 μ-ビームを用いた分析により、微量元素の濃集や元素の存在状態も調べた。

3. 結論

露天採掘場跡地内のコア試料中の ^{226}Ra/^{238}U 放射能比は、捨石層で最も高い値 (約 10 以上: ヒープリーチング処理により U が選択的に抽出されたため) を示したが、その下に位置する堆積岩層では 1 より低い値 (約 0.8) を示し、さらにその下の風化花崗岩層上部で再び高い値 (約 6) を示した。跡地外のコア試料においても同様に、^{226}Ra/^{238}U 放射能比が 1 よりも低い値を示した礫岩層 (約 0.7–0.9) の下の泥岩層で非常に高い放射能比 (約 17) を示した。風化花崗岩層上部や泥岩層で ^{226}Ra/^{238}U 放射能比が高くなった原因としては、どちらのコア試料でも上部の堆積岩層で ^{226}Ra/^{238}U 放射能比が 1 より低い値を示したことから、上層のラジウムが、その下の風化花崗岩層及び泥岩層へ移行し固定されたためだと考えた。Ra を固定するホスト相を調べるために、Ra と挙動の似ているバリウム (Ba) をアナログとし、風化花崗岩層及び泥岩層の薄片に対して放射光 μ-XRF による元素マッピングを行い、Ba 濃集点で XRD を測定したところ、粘土鉱物の存在が確認された。この結果より、堆積岩層から移行した Ra は粘土鉱物に吸着する形で固定されていることが示唆された。以上のことから、Ra の粘土鉱物への固定は、露天採掘場跡地内特有の現象ではなく、天然においても起こっていると考えられた。

---

*Yuichi Kuribara[1], Akiko Yamaguchi[2], Shogo Higaki[2], Yoshiyuki Ohara[1] and Yoshio Takahashi[2]

[1]Ningyo-toge Environmental Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo.

XRD 解析と DFT 計算による人形石の結晶構造評価

Evaluation on the crystal structure of ningyoite using XRD analysis and DFT calculation

*鈴木 知史，中桐 俊男，逢坂 正彦
日本原子力研究開発機構

人形峠におけるウラン移行挙動評価のためウラン鉱物の安定性評価を進めており、第一段階として、人形峠の主要なウラン鉱物である人形石の結晶構造について評価を行っている。X 線回折(XRD)の解析によって、これまでに測定された人形石の XRD に近い理論 XRD を示す結晶構造が得られたため、その結果を報告する。
キーワード：人形石，XRD、人形峠

1. 緒言

人形峠周辺にはウラン鉱床が多く存在しており、ウラン鉱物の生成挙動は埋設処分されたウラン化合物の長期移行挙動に影響するため、生成メカニズムの解明は重要である。これらのウラン鉱物の生成挙動に関する知見や関連する熱力学的データ(溶解度等)は十分でなく、現在でも研究が継続されている。このメカニズムの解明のため、ウラン鉱物の安定性評価を進めているが、その第一段階として人形峠の主要なウラン鉱物であり構造が不明である人形石の結晶構造と単位胞の構成について評価を行う。

2. 解析手法

人形石の組成は $CaU(PO_4)_2 \cdot 1\text{-}2H_2O$ であり格子定数と XRD の測定結果が報告されており[1]、単位胞の構成は$[CaU(PO_4)_2 \cdot 1\text{-}2H_2O]_3$と報告されている[1]が詳細は検討されておらず、結晶構造も明らかではない。そこで、既報の人形石の XRD を解析コードにより解析し、その結果を基にした結晶構造の理論 XRD を測定結果と比較し検討を行った。さらに、その構造を基に DFT 計算により詳細な結晶構造の評価を行った。XRD 解析コードとして EXPO2014 [2]を用い DFT 計算コードとして Vienna Ab-initio Simulation Package (VASP) [3]を用いた。

3. 結果と考察

人形石の XRD の測定データ[1]による回折パターンと XRD 解析コードの結果を基にした結晶構造の理論 XRD を図 1 に示す。両者の回折パターンは近い。ただし、XRD 解析コードの結果を基にした単位胞の構成は$[CaU(PO_4)_2 \cdot 13H_2O]_2$であり、既報の結果と異なっている。また、別の結晶構造として単位胞の構成が$[CaU(PO_4)_2 \cdot 8H_2O]_4$となる構造の理論 XRD が既報の XRD の測定値と近い結果となった。

XRD 解析コードの結果より、単位胞中の $CaU(PO_4)_2$の数は 2 または 4 と考えられ、文献[1]の 3 とは異なっていた。XRD については文献[1]以降にも測定が実施されており、同様の回折パターンが得られている[4, 5]。一方、単位胞の構成については詳細な検討はなされておらず、特に結晶水の検討は確認できなかった。本解析により得られた単位胞中の $CaU(PO_4)_2$の数である 2 または 4 は、過去の DFT 計算[6]により得られた値である 2 と一致した。さらに、これらの検討に基づき、DFT 計算により人形石の結晶構造の詳細な評価を進めている。

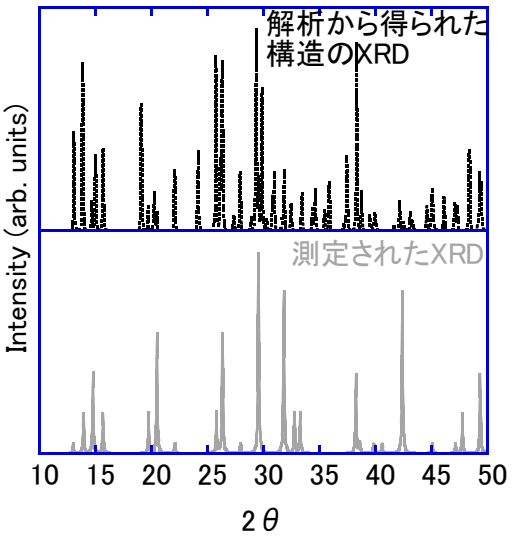


図 1 人形石の XRD の解析結果と既報の測定結果

参考文献

[1] Muto *et al.*, Am. Mineral. 44 (1959) 633.
[2] Altomare *et al.*, J. Appl. Cryst. 42 (2009) 1197.
[3] G. Kresse and J. Hafner, Phys. Rev. B 47 (1993) 558.
[4] Boyle *et al.*, Can. Mineral. 19 (1981) 325.
[5] Nie *et al.*, J. Nanosci. Nanotech. 17 (2017) 6771.
[6] 鈴木他，日本原子力学会 2018 年秋の年会，岡山.

*Chikashi Suzuki, Toshio Nakagiri and Masahiko Osaka
Japan Atomic Energy Agency

インドネシア高自然放射線地域における放射線線量評価
異なる地上高の線量率測定

Radiation Dose Estimation at the High Background Radiation Area in Indonesia
Dose Rate Measurement at Different Height

*佐々木 道也[1]，山田 椋平[2,3]，Eka Nugraha[2,4]，赤田 尚史[2]，床次 眞司[2]，細田 正洋[2]，
岩岡 和輝[5]，Chanis Pornnumpa[2,6]，工藤 ひろみ[2]，Kumar Sahoo[5]，Dadong Iskandar[4]，Eko Pudjadi[4]
[1]電中研，[2]弘前大，[3]JAEA，[4]Indonesia 原子力庁，[5]放医研，[6]Kasetsart Univ.

インドネシア西スラウェシ州にあるマムジュ市周辺は高自然放射線地域として疫学調査研究の対象となる可能性を有している。地上からの異なる高さにおける放射線量の違いを D シャトルによって測定した結果について報告する。

キーワード：高自然放射線地域，放射線量，環境，ガンマ線，地上高さ

1. 緒言

低線量・低線量率の疫学研究としては，放射線作業者を除くと中国広東省陽江及びインドケララ地方が高自然放射線地域の研究等が知られているが、近年、インドネシア西スラウェシ州にあるマムジュ市周辺も注目が高まっている[1]。先行研究 [2, 3]と同様、インドネシア原子力庁 BATAN の協力を得て異なる高さ方向の線量率の時間変化を、千代田テクノル社製の D シャトルを用いて測定した。

2. 方法

測定はマムジュ市から 20km 程南に位置する Botteng 村近郊において、2018 年 2 月 17 日夕方から 19 日昼にかけて実施した。高さは地上から 5cm と 1m とし、ラドンの高さ方向を評価した山間斜面の耕作地の近傍(測定地点 A)と、やや離れた民家近くの場所(測定地点 B)の 2 か所にて測定を行った。

3. 結果と考察

測定地点(A)の結果は高さ方向の線量率に明確な差異が認められなかった一方で、測定地点(B)の 5cm 高さの線量率は、同地点の 1m 高さと比べて約 1.2～2.6 倍程度高い線量率を示した。測定地点(A)及び測定地点(B)の 5cm 高さでは、前報[3]と同様に 0.1μSv/h 程度の夜間の線量率上昇が認められたものの、測定地点(B)の 1m 高さでは夜間の上昇は認められなかった。また、土壌から湧出するラドンが線量変動の起源と仮定すると 5cm 高さの線量率が上昇し、次いで 1m 高さの線量率が上昇することが想定されたが、測定地点(A)(B)両者とも、そのような傾向は観測されなかった。

土壌が有する天然放射能濃度のみならず、ラドンの濃度変動の因子である風量、地形等も高さ方向の線量率に影響すると考えられるため、個人の線量評価においては適切に考慮する必要があると言える。

参考文献

[1] Syaeful et al., Atom Indonesia, 40(1), 33-39 (2014).
[2] 佐々木他，日本原子力学会秋の年会 1Q11，北海道大学，2017.
[3] 佐々木他，日本原子力学会秋の年会 3K08，岡山大学，2018.

---

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

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

Fri. Sep 13, 2019 10:55 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[3D06-09] Radiation Measurement and Dose Assessment 1

Chair:Chikashi Suzuki(JAEA)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[3D06] Dose evaluation technology study using PVA-KI gel dosimeter③

*Ryu Shibaoka[1], Yutaro Aoki[1], Glenn Harvel[2], Mitsumasa Taguchi[3], Naotsugu Nagasawa[3], Kyo Kume[4], Masanori Hatashita[4], Toshiharu Sakura[5], Takeyoshi Sunagawa[1] (1. FUT, 2. UOIT, 3. QST, 4. WERC, 5. NUCLEAR TECHNOLOGY Co., Ltd.)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3D07] TXRF analysis for the screening of uranium surface contamination on demolition debris

*Hiroshi Yoshii[1], Yukie Izumoto[1], Kodai Takamura[1,2], Yasuhiro Sakai[2] (1. QST, 2. Toho Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3D08] X-ray fluorescence analysis of uranium and plutonium in a sample simulating blood extracted from wound

*Yukie Izumoto[1,2], Kumiko Fukutsu[1], Kodai Takamura[1,3], Yasuhiro Sakai[3], Yoshiyuki Oguri[2], Hiroshi Yoshii[1] (1. QST, 2. Tokyo Tech, 3. Toho Univ.)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3D09] Evaluation of contamination inside the unit 1/2 stack in the dismantling plan

*Kodai Tanaka[1], Naoki Mukaida[1], Wataru Utsugi[1], Shin Takasaki[1], Masato Hosokawa[1], Yoshihisa Michizuka[1], Mituo Ohmae[1], Toshiharu Matsuzawa[1], Toshikazu Suzuki[2] (1. TEPCO HD, 2. C-Technol)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

PVA-KI ゲル線量計を用いた線量評価技術研究③

Dose evaluation technology study using PVA-KI gel dosimeter③

*柴岡 龍[1]、青木 祐太郎[1]、Glenn HARVEL[2]、田口 光正[3]、長澤 尚胤[3]、
畑下 昌範[4]、久米 恭[4]、佐倉 俊治[5]、砂川 武義[1]
1.福井工大、2.オンタリオ工科大学、3.QST(高崎)、
4.若エネ研、5.株式会社 NUCLEAR TECHNOLOGY

放射線がん治療における放射線の可視化手法として、PVA-KI ゲル線量計を開発した。[1)]本研究では PVA-KI ゲルに特化した測定システムを構築し、装置を作製し、PVA-KI ゲルへの X 線照射による吸収線量の測定を試みた。

キーワード　化学線量計　ゲル線量計　放射線治療

1.緒言　放射線を使用したがん治療において、放射線の可視化は正確な線量分布の評価のために必要不可欠な技術である。本研究室では PVA(ポリビニルアルコール)水溶液と KI(ヨウ化カリウム)を使用した PVA-KI ゲル線量計を開発した。[1)]本研究では PVA-KI ゲルを定量的に評価するため、有機 EL とカメラを組み合わせ、PVA-KI ゲルに特化した測定システムを用いて、X 線照射の距離の変化による吸収線量の測定を試み、その効果を評価した。

2.実験　9wt%PVA-KI ゲルを短形セル（50mm×50mm×10mm）に封入し、X 線照射装置を用いて短形セルを立てた状態で X 線照射を行った。照射の条件は管電圧：150kV、管電流：20mA、フィルタ：Al0.5mm+Cu0.1mm、線量率：2Gy/min とした。X 線照射装置内のプローブをゲルの液面の高さに合わせ、電離箱のプローブの位置での吸収線量が 8Gy となるよう X 線照射を行った。照射後、本研究で作製した測定装置を用いて、ゲル試料の撮影を行い、画像データを本研究で作成したゲル解析ソフトを用いて、ゲル画像の RGB 解析を行った。

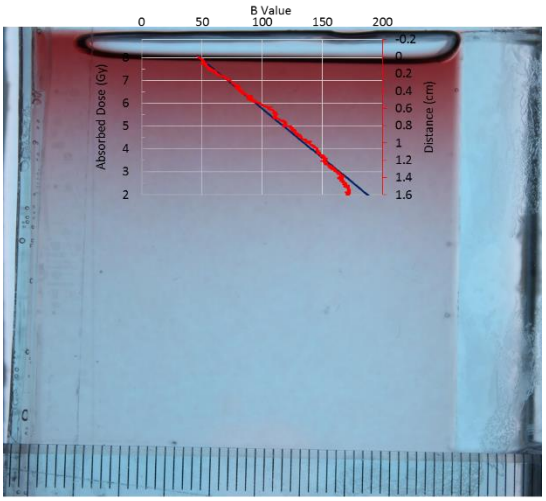


Fig.1　Absorbed dose distribution by X-ray irradiation

3.結果と考察　Fig.1 にゲル画像の解析結果を示す。左縦軸は吸収線量、右縦軸は距離、横軸は RGB の B 値である。Fig.1 は吸収線量による B 値の変化と距離による B 値の変化のグラフとゲル画像を重ね合わせたものである。Fig.1 における空気層の液面の吸収線量が 8Gy であり、実験結果と良い一致を示している。詳細は講演時に報告する。

参考文献

[1] 砂川ら「PVA-KI 系ゲルインジケータの開発」福井工業大学研究紀要 第 47 号, p.105-110 (2017)

*Ryu Shibaoka[1], Yutaro Aoki[1], Glen Harvel[2], Mitsumasa Taguchi[3], Naotsugu Nagasawa[3],
Masanori Hatashita[4], Kyo Kume[4], Tosiharu Sakura[5] and Takeyoshi Sunagawa[1]
[1]FUT, [2]Univ. of Ontario Inst. of Tech., [3]QST(Takasaki), [4]WERC [5]Nuclear Technology Inc.

ウラン汚染瓦礫酸溶出液の全反射蛍光 X 線分析によるスクリーニング

TXRF analysis for the screening of uranium surface contamination on demolition debris

*吉井 裕[1]，伊豆本 幸恵[1]，高村 晃大[1,2]，酒井 康弘[1,2]
[1] 量研，[2] 東邦大

東電福島第一原発の廃炉過程ではウランに汚染された可能性のある瓦礫が発生することが予想される。そのスクリーニング法として、瓦礫表面を削り、そこから成分を酸溶出したのちに固相抽出によりウランを抽出して、全反射蛍光 X 線分析法により分析する手法を開発した。

キーワード：ウラン，瓦礫，蛍光 X 線分析

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉作業が燃料デブリに近づくにつれて、ウランに汚染された可能性のある瓦礫が見つかることが予想される。ウランは比放射能が極めて低いため、放射線計測によりその汚染を定量することは困難である。そこで、瓦礫表面のウラン汚染のスクリーニング法として、瓦礫表面をわずかに削り取り、全反射蛍光 X 線分析法により分析する手法を開発した。なお、全反射蛍光 X 線分析法では信号強度が原子数に比例するため、ウランのように比放射能の低い核種の分析に適している[1]。

2. 実験

瓦礫表面 1 cm^2 を深さ方向 2 mm ほど削ると、その重量は約 0.5 g になると考えられる。そこで、コンクリート粉砕乾燥物と土壌粉砕乾燥物の混合物 0.5 g に各種濃度のウラン溶液を滴下し、乾燥させることで、様々な汚染レベルのウラン汚染瓦礫から表面を削り取ったものを模擬した試料を作製した。20 mL の 4 mol/L 硝酸中で成分を抽出したのち、UTEVA レジンを用いてウランを抽出した。この抽出液に内標準元素を加えてからスライドガラスに 10 μL の試料を滴下し、全反射蛍光 X 線分析装置 NANOHUNTER-II (リガク) で分析した。

3. 結果と考察

模擬瓦礫酸溶出液を UTEVA レジンで処理した試料のスペクトルにおいて、土壌やコンクリートから溶出され、UTEVA レジンでは完全に取り除くことが困難な臭素に由来する Br Kβ 線が U Lα 線と重なって観測されたが、ピークフィッティングによりその成分は完全に分離できた。すべての測定点で、試料中ウランの検出量は模擬瓦礫に添加したウラン量よりも一定量高く、これは模擬瓦礫が初めから含んでいたウランに由来すると推定された。模擬瓦礫 5 g を用いた以前の研究 [2] の場合は、マトリクス影響とみられる現象により、ウラン添加量と瓦礫からの抽出分の和よりもウラン検出量が一定の割合で低くかったが、今回は模擬瓦礫を減らしたことでマトリクス影響が抑制されたためか、ウラン検出量の低下は見られなかった。

4. 謝辞

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁「平成 31 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費 (東京電力福島第一原子力発電所の放射性廃棄物の特性評価に関する検討) 事業」 として実施した。

参考文献

[1] Matsuyama et al, frontiers in chemistry 2019, 7, article 152

[2] 吉井裕 et al., 日本原子力学会 2019 年春の年会 1H04

---

*Hiroshi yoshii[1], Yukie Izumoto[1], Kodai Takamura[1,2] and Yasuhiro Sakai[2]

[1]QST, [2]Toho Univ.

創傷部ふき取り模擬試料中ウラン及びプルトニウムの蛍光 X 線分析

X-ray fluorescence analysis of uranium and plutonium in a sample simulating blood extracted from wound

*伊豆本 幸恵[1,2]，福津 久美子[1]，高村 晃大[1,3]，酒井 康弘[3]，小栗 慶之[2]，吉井 裕[1]
[1]量子科学技術研究開発機構，[2]東京工業大学，[3]東邦大学

我々はこれまでに、核燃料取扱作業中の事故で創傷部にアクチニド汚染の可能性がある際に、創傷部の血液を拭き取り蛍光 X 線分析により定量する方法を提案してきた。今回は、プルトニウムに対してウランが非常に多い混在汚染の場合に、プルトニウムの蛍光 X 線の信号が受ける影響について検討した。その結果、ウラン質量がプルトニウムの約 100 倍を超える場合でもプルトニウムを定量できる可能性が示された。

キーワード：創傷部，ウラン，プルトニウム，蛍光 X 線分析

1. 緒言

核燃料取扱施設では、作業者がウランやプルトニウム等のアクチニドによる汚染を伴う創傷を負うリスクがある。このような事故では、汚染核種や汚染量を迅速に把握し、これに基づく治療を行う必要がある。通常、アクチニドの検出は α 線計測によって行われる。しかし、創傷部汚染の場合、血液等によって α 線が遮蔽され、検出が困難になる場合があり得る。そこで、我々は創傷部のアクチニドを検出するために、創傷部の血液をろ紙で捕集し、これを蛍光 X 線分析で元素分析する手法を開発してきた[1,2]。これまでに、この手法がウラン汚染血液及びプルトニウム汚染血液に適用できることが明らかとなっている。一方、核燃料中ではその質量の大部分をウランが占めており、プルトニウムはごく少量である。本研究では、このようなウランの質量存在比が大きい場合にプルトニウムの蛍光 X 線の信号が受ける影響について検討した。

2. 実験

使用済み核燃料中のウランとプルトニウムの質量比 (100 倍程度) を参考に、ウランの質量がプルトニウムの質量の 100～500 倍程度になるよう、各種濃度の硝酸ウラン溶液 10 μL と 150 Bq の硝酸プルトニウム溶液 10 μL を 5.5 mm 径に切り出したろ紙 (5A, Advantec) に滴下、乾燥させた。これをポリプロピレンフィルムで密封し、汚染拡大を防止した後、蛍光 X 線分析を行った。蛍光 X 線分析装置は Epsilon4 (マルバーンパナリティカル) を用いた。

3. 結果、考察

試料中のウランの質量がプルトニウムの質量の約 100 倍である場合の蛍光 X 線スペクトルを図 1 に示す。U Lα 線 (13.6 keV) と Pu Lα 線 (14.3 keV) が観測され，信号強度に大きな差があるが，ピークは十分離れている。よってこの場合でもプルトニウムの定量は可能であることが示された。

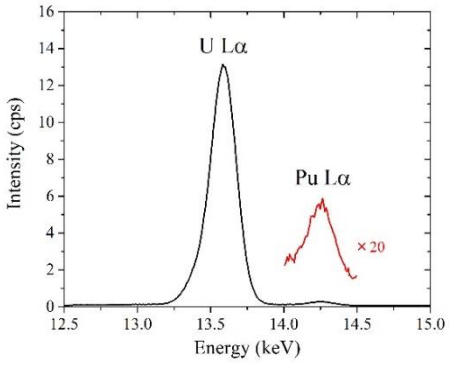


図 1 ウランがプルトニウムの約 100 倍含まれる試料の蛍光 X 線スペクトル

参考文献

[1] Y. Izumoto et al., J. Radiol. Prot. 38 (2018) 1384-1392
[2] Y. Izumoto et al., X-ray spectrometry (2019), in press

*Yukie Izumoto[1,2], Kumiko Fukutsu[1], Kodai Takamura[1,3], Yasuhiro Sakai[3], Yoshiyuki Oguri[2], Hiroshi Yoshii[1]
[1]QST., [2]Tokyo Tech, [3]Toho Univ.

1/2 号機共用排気筒の解体計画における排気筒内部の汚染評価について

Evaluation of contamination inside the unit 1/2 stack in the dismantling plan

*田中 広大[1]，向田 直樹[1]，宇津木 弥[1]，高崎 新[1]，細川 将人[1]，
道塚 嘉久[1]，大前 光央[1]，松澤 俊春[1]，鈴木 敏和[2]
[1]東京電力 HD，[2]千代田テクノル

1/2 号機共用排気筒解体時の周辺環境への影響を評価するため、120m ある排気筒の筒身外部と内部のγ線の線量及びスペクトルを遠隔操作で測定した。これらの測定結果を踏まえ、筒身の汚染の程度は低く、敷地境界の線量や空気中放射性物質濃度への影響は十分小さいことを評価した。

キーワード：福島第一原子力発電所，排気筒解体，汚染評価

1. 緒言

1/2 号機共用排気筒には、損傷・破断箇所があることを踏まえ、リスクを低減する観点から、上部（Ground Level(以下 GL) 120m～60m）を解体し耐震上の裕度を確保する計画である。筒身に付着している放射性物質が解体時に飛散することを想定し、排気筒解体に伴う周辺環境への影響を評価した。

2. 測定方法

図 1 に示すように、測定装置の下端に個人線量計と CZT 半導体検出器を設置し、クレーンで吊って筒身外部と内部のγ線の線量及びスペクトルを 3m ごとに(GL120m～GL60m)遠隔操作で測定した。次に、筒身内部の線量から遮蔽計算コード(MCNP)を用いて、筒身内部の表面汚染密度を評価し、敷地境界の線量や空気中放射性物質濃度を算出した。

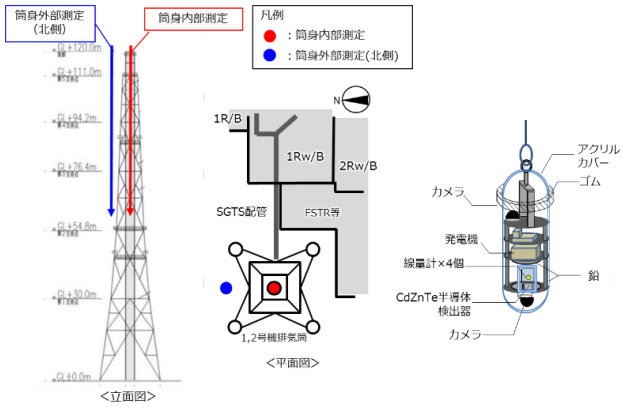


図 1　測定装置及び測定位置

3. 測定結果

γ線スペクトルの測定結果（図 2）は、散乱線領域のピークと Cs-134. 137 のピークが検出されたが、Cs-134. 137 のピークは小さく、散乱線領域の影響が大きいことが分かった。線量(図 3)は筒身外部の方が高く、下方に行くほど高い傾向だった。

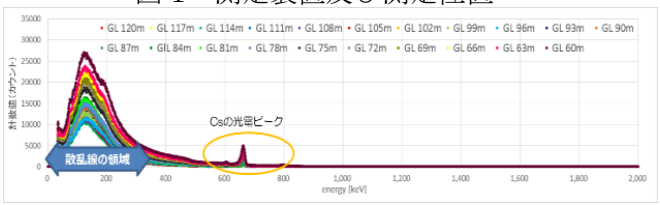


図 2　ガンマ線スペクトル測定結果

4. 結論

γ線の線量及びスペクトル測定の結果、筒身内外の線量は、1 号機原子炉建屋オペフロからの散乱線の寄与が高く、筒身の汚染の程度は低いことを確認した。今回の測定結果に基づき、排気筒解体に伴う放射性物質の飛散による周辺環境への影響を評価したところ、敷地境界線量<1mSv/年、敷地境界空気中放射性物質濃度<1.0×10^{-5}Bq/cm^3（MP 近傍ダストモニタ警報設定値）を大きく下回ることを確認した。

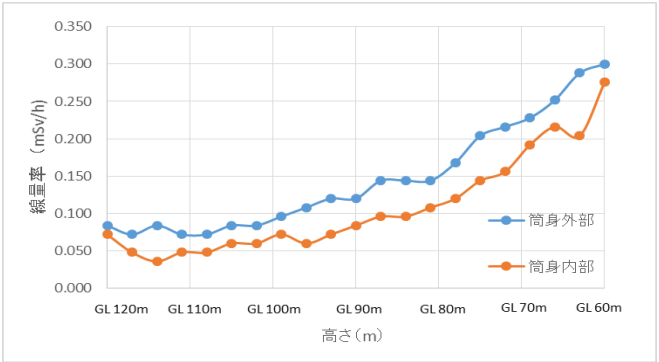


図 3　筒身内・外部 線量測定結果

*Kodai Tanaka[1], Naoki Mukaida[1], Wataru Utsugi[1], Shin Takasaki[1], Masato Hosokawa[1], Yoshihisa Michizuka[1], Mitsuo Ohmae[1], Toshiharu Matsuzawa[1] and Toshikazu Suzuki[2]
[1]Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc. [2]Chiyoda Technol Corpoation.

Planning Lecture | Technical division and Network：Subcommittee of Health Physics and Environment Science

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[3D_PL] A medium- to long-term direction for health physics and environmental science Exploration of new interdisciplinary collaboration

Chair:Iimoto Takeshi(Univ. of Tokyo)

[3D_PL01] Researches on radiation effects and radiation emergency medicine in National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology

(QST)Based on reorganization (QST ver.2) after three years from establishment

*Satoshi Yoshida[1] (1. QST)

[3D_PL02] The roles of Japan Atomic Energy Agency in health physics and environmental science

Based on experiences of the Fukushima accident

*Yasuhiro Uezu[1] (1. JAEA)

[3D_PL03] Discussion

2019年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

中長期の保健物理・環境科学研究の方向性 － 新たな学術連携の模索 －

A medium- to long-term direction for health physics and environmental science - exploration of new interdisciplinary collaboration

量研（QST）の放射線影響・被ばく医療研究

– 機構誕生から 3 年目の再改革（QST ver.2）を経て目指すもの -

Researches on radiation effects and radiation emergency medicine in National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology (QST)

– Based on reorganization (QST ver.2) after three years from establishment –

*吉田 聡[1]

[1]量子科学技術研究開発機構

1. はじめに

量子科学技術研究開発機構（量研／QST）は、2016 年 4 月 1 日に、放射線医学総合研究所（放医研）と日本原子力研究開発機構（原子力機構）の一部（量子ビーム部門と核融合部門）が統合することによって誕生し、その後の 3 年間に様々な改革と新たな取り組みを実施してきた。そして、2019 年 4 月 1 日に改めて内部の組織改革を行い、QST ver.2 として次の一歩を踏み出した。これにより、放射線影響や被ばく医療に関する研究や緊急時対応のための体制も大きく変わった。ここでは、量研（QST）における組織改革とその狙いを中心に紹介することで、今後の保健物理・環境科学研究の方向性を議論するための一助としたい。

2. 量研の誕生から 3 年間の取り組み

量研の誕生にあたり、分野の異なる組織の統合であることを考慮して、元の組織を活かしつつ 3 つの研究部門とし、全体をカバーする傘となる本部組織を作ることで機構としての機能を発揮させることにした。研究部門の 1 つは、従来の放医研であり、その名称を変えずにそのまま部門の位置付けとした。放射線影響や被ばく医療に関する研究もそのまま引き継いだ。その他は量子ビーム科学研究部門と核融合エネルギー研究開発部門である。

放医研は 5 年間の中期計画が終了したところであったため、統合に合わせて内部の組織を改変した。すなわち、放医研病院をはじめとして臨床研究に直接関わる研究部を臨床研究クラスタとして 1 つにまとめ、そのほかの研究部を並列した。多くの研究部に階層をつけなかったのは、フラットな構造にすることで専門性を活かした機動的な連携と人材育成が可能になることを期待したためである。例えば、計測・線量評価部は、ここに足場を置きながら、放射線治療から緊急被ばく、そして福島の住民までの線量評価を幅広くカバーした。

一方で、フラットな組織構造は、研究プロジェクトや事業の実施体制がわかりにくくなる傾向があり、例えば、緊急被ばく体制については外から窓口が見えにくいという指摘を受けることがあった。

3. 新たな組織改革

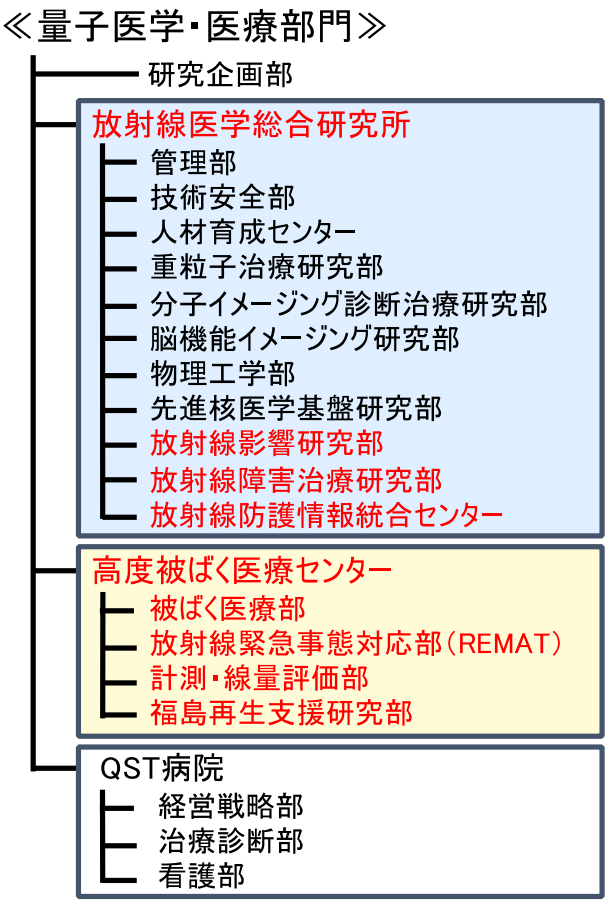
設立から 2 年を迎えた量研では、それまでの業務運営の課題等を洗い出した上で、研究成果を最大化するための組織改革についての検討を開始した。そして、「QST 未来戦略検討委員会」とそのワーキンググループによる 1 年間の議論を経て、2019 年 4 月に新たな体制（QST ver.2）をスタートした。目玉の一つは、量研が主導して新たな学問分野の確立を目指す「量子生命科学」について、3 研究部門から独立した組織（領域）を新設したことである。そして、最大のポイントが放医研の改革である。

3-1. 量子医学・医療部門の設立

これまで主として放医研が担ってきた研究と事業をより強力に進めるために「量子医学・医療部門」を新設した。そして、この部門の下に「放医研」「高度被ばく医療センター」「QST 病院」の 3 つを並列に設置した。これには、放射線被ばく医療と病院を独立させて独自性を持った最適なマネージメントを行うとともに、外部からその活動を見やすくする狙いがある。

3-2. 放射線医学総合研究所（放医研）

放射線被ばく医療と病院の機能が分離された放医研はより研究開発に特化したものとなった。保健物理・環境科学研究に関連する組織としては、「放射線影響研究部」が放射線影響に関する基礎研究を、「放射線障害治療研究部」が放射線事故や放射線治療に伴う正常組織障害の治療及びリスクの低減化に関する先端的な研究を行う。また、「放射線防護情報統合センター」は放射線防護に関する科学的知見の収集及び活用並びにリスク評価や医療被ばく評価研究を行うとともに、収集した国内のデータを整理・解析し、国際原子力機関（IAEA）などの国際機関等へ情報提供する役割も担う。



図：新設された量子医学・医療部門の組織
（赤字：保健物理・環境科学に関連する組織）

3-3. 高度被ばく医療センター

東電福島第一原発事故の後の2015年に、原子力規制委員会は被ばく医療体制を抜本的に見直し、高度被ばく医療支援センター5ヶ所と原子力災害医療・総合支援センター4ヶ所を指定した。それ以来、量研（統合前は放医研）は高度被ばく医療支援センターとしての役割を果たしてきた。そしてさらに、指定後3年が経過した状況等を踏まえ、原子力規制委員会は2019年4月付で制度改革を実施し、両支援センターの役割を強化するとともに、量研を基幹高度被ばく医療支援センターと位置付けて、全体をリードする役割を明確に付すこととした。

この国の拠点として我が国の被ばく医療を牽引する大きな役割を果たすため、量研に新設された組織が「高度被ばく医療センター」である。センターは 4 つの部から構成される。すなわち、被ばく患者の治療のための「被ばく医療部」、災害時に量研の外に専門家を派遣するための「放射線緊急事態対応部（REMAT）」、放射線・放射能の計測と線量評価のための「計測・線量評価部」、そして被災地再生支援に向けた放射線の人や環境への影響に関する調査研究のための「福島再生支援研究部」である。また、センター内に運営企画室が設置されており、基幹高度被ばく医療支援センターの事務局もここが担う。

これらの組織によって基幹高度被ばく医療支援センターの役割に加えて、原子力規制委員会の技術支援機関及び国の指定公共機関としての役割も果たしていく。

基幹高度被ばく医療支援センターとして、これまでと最も異なるのは、他の 4 センター（弘前大、福島県立医大、広島大、長崎大）と連携しつつ、これらを取りまとめてリードする役割を持つことである。従って、センター間での協定締結や連絡会議開催を主導するとともに、原子力規制委員会と連携して、他センターを含めた基礎から高度専門レベルまでの研修の体系化と効果的な人材育成を進めるための人材データベースの

管理・運用などを実施する。

被ばく医療に必須で量研がリードすべき事項の一つが被ばく線量評価である。とりわけ、核燃料物質による内部被ばく線量評価とそのためのバイオアッセイについては、高度被ばく医療支援センターの中では唯一緊急被ばく時の実働経験を有する。2017 年 6 月に発生した原子力機構大洗研究開発センターでのプルトニウムによる内部被ばく事故の際には、5 人の患者に対して排泄物を用いたバイオアッセイを実施し、我が国では初めてキレート剤である DTPA(ジエチレントリアミン 5 酢酸)を用いた治療を行った。バイオアッセイを含めた線量評価については、新施設を建設中であり、線量評価手法の高度化を進めるとともに研修にも利用する予定である。

「福島再生支援研究部」は、東電福島第一原発事故の後に放医研が行ってきた福島復興再生支援に向けた包括的な調査・研究を他機関とも連携して行うものである。特に放射性物質の環境中の動態とそれによる人や生態系への影響などについては、福島県立医科大学内に設置した福島研究分室を活用した調査・研究を実施している。東電福島第一原発事故に関連した多くの事業では、事故後 10 年を見据えて終了や見直しをむかえており、量研の事業についても今後の長期的な観点での議論が必要となっている。

4. おわりに

東電福島第一原発事故から 10 年が経過しようとしている状況の中、量研自身の研究や事業の内容も大きな転換期を迎えている。2019 年 4 月の組織改革（QST ver.2）を基盤に、今後は関連機関との連携をより強めつつ、社会から求められる国立研究開発法人としての役割をより強く意識した研究開発と事業を進めることとなる。

*Satoshi Yoshida[1]

[1]National Institute for Quantum and Radiological Science and Technology (QST)

2019年秋の大会

保健物理・環境科学部会セッション

中長期の保健物理・環境科学研究の方向性 － 新たな学術連携の模索 －
A medium- to long-term direction for health physics and environmental science - exploration of new interdisciplinary collaboration

保健物理・環境科学研究における原子力機構の役割

-福島事故を経験して-

The roles of Japan Atomic Energy Agency in health physics and environmental science
-Based on experiences of the Fukushima accident-

*植頭康裕[1]
[1]日本原子力研究開発機構　福島研究開発拠点

1. はじめに

国立研究開発法人日本原子力機構は日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構が統合し、2005 年 10 月に日本で唯一の原子力に関する総合的研究開発機関として発足した。2015 年 4 月、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構に名称が変更された。

その後、2016 年 4 月、量子ビーム部門の一部及び核融合研究部門が、国立研究開発法人放射線医学総合研究所と統合し、国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構が発足した。

この間に 2011 年 3 月 11 日、東日本大震災を契機に東京電力福島第一原子力発電所の事故対応を行うべく、同日に理事長名で対策本部が設置され、2011 年 5 月には福島支援本部が設置され、保健物理分野においては、環境モニタリング（遠隔モニタリング技術開発を含む)、住民の被ばく線量評価、リスクコミュニケーション（国際放射線防護委員会以下、「ICRP」と共同で開催しているダイアログを含む)、国、自治体への協力等を行ってきた。

今般、「保健物理・環境科学研究における原子力機構の役割」というタイトルで企画セッションにおける講演をする機会を得たこともあり、東京電力福島原子力発電所の事故の経験を踏まえ、国立研究開発法人として求められている姿について報告する。

2. 原子力機構の現状

2-1. 東京電力福島第一原子力発電所事故対応

2011 年 3 月 11 日、東日本大震災を契機に東京電力福島第一原子力発電所における事故が発生し、放射性ヨウ素や放射性セシウム等が環境中に放出された。原子力機構は国の指定公共機関として、茨城県ひたちなか市にある NEAT（原子力緊急時支援研修センター）を窓口に、モニタリング要員の派遣等を行ってきた。5 月には福島支援本部を設置することにより、機構の業務として事故の終息に向けた取り組みを本格化した。

同年 7 月から放医研とともに県民健康管理調査のうちの内部被ばく評価方法を策定し、先行調査を経て本格調査に入った。2012 年 2 月 1 日には、吸入による急性摂取シナリオから飲食物の取り込みによる日常的摂取にシナリオを変更して、対応に当たってきた。現在においては、約 340,000 人の県民の方々が受診された（そのうち、機構では 93,000 人を測定・評価)。

福島県、とりわけ阿武隈山地は 1,000 メートル級の山々が南北に連なっており、環境放射線モニタリングについては、サーベイメータを持って測定する従来の方法が困難を極めた。そのため、ヘリコプターや無人ヘリコプター等を用いた遠隔環境モニタリングを開発し、それらを用いた線量を地図上に落とし込み線量マップを作成してきた。

2018 年からは ICRP とともにダイアログミーティングを開催している。本ダイアログミーティングでは、

この事故からの教訓をどのように残していくべきなのか、県民の方々や見学の方々に事故がどのように伝わり、それがどのような意味を有しているかを紐解くきっかけにしたいと思っている。

事故後、もうすぐ 10 年が経過しようとしているが、復興予算の終了とともに、福島におけるこれらの活動についても、オフサイト研究からオンサイト（廃炉）へ、また、オフサイト研究から軽水炉への応用へと軸足を変えることを検討する時期に差し掛かっていると言えよう。

2-2. 大洗燃研棟における汚染事故、プルトニウム第二開発室における汚染への対応

2017年6月6日11時15分頃、大洗研究開発センター（現、大洗研究所）燃料研究棟108号室のフードにおいて、核燃料物質を収納した貯蔵容器の点検等作業中、貯蔵容器内にある核燃料物質が入った容器を封入した樹脂製の袋が破裂した。

作業員5名のうち4名に皮膚汚染を、うち３名から鼻腔内の汚染を確認した。作業者3名が補助線量計であるポケット線量計を装着しており、その読み取り値は2 μSv（作業員B）、3 μSv（作業員D）、60 μSv（作業員E）であった。除染、身体サーベイ後、作業員5名を核燃料サイクル工学研究所へ搬送し、肺モニタ測定、キレート剤投与を行った。6月7日、作業員5名を量研 放医研に搬送し、肺モニタ測定等を含む医療処置を受けさせた。

上記の事故を踏まえ、機構内のすべての施設の運転を取りやめ、保有する核燃料物質等の保管状況を確認した。また、「核燃料物質の取扱いに関する管理基準」等の策定、全拠点を対象に水平展開として、原子力施設のうち、放射性物質等で汚染された物のバッグイン、バッグアウト作業を行う施設での再発防止、各拠点における是正措置プログラム（CAP）の導入等が求められた。

2019年1月30日、核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室粉末調整室（A-103）において、核燃料物質を収納している金属製の貯蔵容器2本（アルミニウム製の物とステンレス鋼製のもの（以下「ステンレス缶」という。））をそれぞれ二重に梱包している樹脂製の袋の交換作業中にステンレス缶を梱包している二重目の樹脂製の袋表面等から汚染が検出され、設置されたα線用空気モニタ警報が吹鳴した。

上記の事故を踏まえ、全拠点を対象に水平展開として、プルトニウムを貯蔵する容器であって容器の外側を樹脂製の袋で梱包した状態で保管されているものの内容物等の調査、容器の外側が汚染したことに対する対策、一重目の袋の梱包物に穴が開いていたことに対する対策、汚染を拡大させたことに対する対策、事例研究、作業手順書等の見直し改善、緊急時対応の機能向上のための訓練、「身体汚染が発生した場合の措置に関するガイドライン」等の見直し、作業責任者認定制度の「制定」又は「見直し」、職員による現場巡視のルール化が求められた。

3. 国立研究開発法人として今後の役割

原子力機構は、東京電力福島第一原子力発電所の事故への対応において、環境回復を含むオフサイト研究から廃炉に係るオンサイトへの転換期を迎えており、これまでの事故時のファーストレスポンダーとしての対応からの脱却が求められるとともに、環境放射能の研究として、継続してデータを取得する必要のあるもの及び今回の事故の教訓を含めたポストアクシデントへの対応として実施が必要な研究を選択していく必要がある。

また、国の政策判断に資するデータの取得が重要なミッションのひとつに挙げられることから、国立研究開発法人としての国や国民からの負託に応えられるよう、先を見据えた目標に向かい、常に研究開発を計画通りに着実に実施していく必要がある。

現在、原子力機構では、「構造改革」という名のもとに「機構の位置づけの明確化」、「研究の質の向上、イノベーション」、「出口戦略」等、大小様々な問題点を抽出し、それぞれにアクションプランを作成して、対応を図っているところである。これまで原子力機構は国の政策を見据え、それに必要な研究を実施してきた側面があるが、これからは 20 年先、30 年先を見据え、自らが国策をリードするような「目玉となるプロジェクト」を打ち出す必要があり、このような観点での検討も今後進むこととなる。

加えて、機構は、災害対策基本法、武力攻撃事態対処法に基づく指定公共機関である。そのため、東京電

力福島第一原子力発電所の事故のような大規模原子力災害時には国の指定公共機関として、情報提供、環境モニタリング、線量評価、事故収束等の専門家や特殊車両の派遣及び防護活動を行うこととなっており、原子力機構の規模（専門家の質や量、特殊車両、装備）が期待されている。そのため、原子力機構は国内外の情勢をしっかりと把握し、国際的な危機管理の状況、国内の法体系と国、自治体が求められている緊急時の対応、そして、消防、自衛隊、警察等との連携、そして、国内の原子力災害に備えた実効性のある訓練も求められているところである。

しかし、原子力機構は、核燃料物質を取り扱う施設を有することから、自らの研究所において、ひとたび法令報告規模の汚染事故等を引き起こすと、一切の管理区域内の作業を中断し、全拠点に本部から「水平展開」が指示される。原子力機構内の保健物理・環境科学の研究者や技術者はその対応に注力を注ぐこととなる。そのため、常に安全確保を研究開発の基本と据え、安全が確保されないと自らの研究・技術開発が進まなくなるという認識を常に持つ必要がある。

これら原子力機構の今後の役割、取り組み等について、講演する。

---

*Yasuhiro UEZU[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Technical division and Network | Subcommittee of Health Physics and Environment Science

[3D_PL] A medium- to long-term direction for health physics and environmental science

Exploration of new interdisciplinary collaboration

Chair:Iimoto Takeshi(Univ. of Tokyo)

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Common Education Bildg. 1F D12)

[3D_PL03]Discussion

東京電力福島第一原子力発電所の原子力災害から8年が経過し、保健物理・環境科学分野をとりまく環境は変わりつつある。基礎研究を含む継続的で地に足のついた研究には、国立研究開発法人をはじめとする大規模研究所の役割は重要で期待も高い。福島災害以前から保健物理・環境科学分野を牽引してきたQST、JAEAから、当分野に焦点を絞った研究の現状、組織体制および中長期の研究計画を共有することによって、相互連携のさらなる強化の可能性や、その他の組織団体が積極的に取り組むべき課題などの抽出を目指す。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2019 2:45 PM - 4:25 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room D Common Education Bildg. 1F D12

[3D10-15] Radiation Measurement and Dose Assessment 2

Chair:Michiya Sasaki(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3D10] Application of TRUCKSCAN (Radiation Measurement System for Multiple Flexible-Container on Truck) onsite

*Atsuo Suzuki[1], Masaru Noda[2], Naoya Takada[2], Keizo Yamasaki[2], Toru Miwa[2] (1. MTKK, 2. OBAYASHI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3D11] Measurement of shielding factors of a CsI(Tl) scintillation dosimeter for vehicle-borne survey

*Akihiro Kimura[1], Yukiyoshi Kimura[1], Setsuo Ito[1], Yasufumi Arai[2], Yoichi Ishikawa[1], Masato Takahashi[1], Takashi Ando[1] (1. MERMC, 2. Miyagi Pref. Nuclear Energy Safety Policy Div.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3D12] Development of radioactivity surface contamination density automatic measuring equipment to a large arbitrary shape object (Phase-4)

*Masaki Iida[1], Tadashi Oumi[1], Shiro Oikawa[2], Shinichi Takeyama[2], Hiroshi Takahashi[3] (1. JAPC, 2. SUGINO, 3. FFEC)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3D13] Verification of Function for Estimating Intake of Radionuclides Implemented in Internal Dosimetry Code Based on ICRP 2007 Recommendations

*Kentaro Manabe[1], Kaoru Sato[1], Fumiaki Takahashi[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3D14] Analyses of new dose coefficients by ICRP (Occupational intake of principal 28 elements)

*Fumiaki Takahashi[1], Kaoru Sato[1], Kentaro Manabe[1] (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3D15] Measurement results of individual dose in Fukushima prefecture over 7 years after the Fukushima accident

*Shogo Takahara[1], Masashi Iijima[1,2] (1. JAEA, 2. V.I.C.)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

車両積載物の放射能測定技術（TRUCKSCAN）の現場への適用

Application of TRUCKSCAN (Radiation Measurement System for Multiple Flexible-Container on Truck) onsite

*鈴木 敦雄[1]，納多 勝[2]，高田 尚哉[2]，山崎 啓三[2]，三輪 徹[2]
[1]ﾐﾘｵﾝﾃｸﾉﾛｼﾞｰｽﾞ・ｷｬﾝﾍﾞﾗ(株)，[2](株)大林組

ﾐﾘｵﾝﾃｸﾉﾛｼﾞｰｽﾞ・ｷｬﾝﾍﾞﾗ(株)と(株)大林組は、除染に伴う大量の除去土壌を輸送車両に積載したまま効率的に測定可能な TRUCKSCAN を開発した。TRUCKSCAN は、複数の大型土のう袋 1 袋 1 袋の放射能の算出が可能であり、白河地域の仮置場と南相馬地域での実証事業で現場適用したので、その結果を報告する。

キーワード：NaI 検出器、除染廃棄物、in-situ 測定、複数同時測定、高精度測定、大型土のう袋、車載物

1. 緒言

福島第一原発事故により発生した放射性物質を含む除去土壌等は、除染作業等で回収され、仮置場から中間貯蔵施設へ運搬がなされている。それらを再生利用等するためには、迅速、効率的、かつ高精度に放射能測定する技術が求められている。

2. 仮置場等への適用結果

TRUCKSCAN（以降、TS という）は、8 つの温度補償型 3×3 インチ NaI 検出器とコリメータ付遮蔽体を備えた測定装置である。取得したスペクトルは、Canberra 製 ISOCS による効率校正とマックスエントロピー理論を応用した解析を行うことで、輸送車両に積載した状態の複数の大型土のう袋について、個々の放射能を迅速（30 秒）に測定することが出来る。今回、白河の仮置場と南相馬での実証事業において、TS を用いて、除去土壌が詰められた大型土のう袋を測定した。測定数は、南相馬で 1000 袋、白河で 3630 袋である。測定結果は、南相馬では、屋外用 Ge 検出器（Canberra 製 GC4019）と、白河では日立製サーベイメータ（TCS-172）と比較した。

その結果を図 1 及び図 2 に示す。屋外用 Ge 検出器との比較は、y=1.08x+70、R^2＝0.906 であり非常に良い相関を示し、相対合成標準不確かさは約 20%と評価された[1]。また、TS の検出下限は、周辺のバックグラウンドレベルにも依存するが、30 秒測定の場合、概ね 1000Bq/kg 程度であった。サーベイメータとの比較（TS／サーベイメータの値）は、平均値が 0.92、1σ が 0.35 であり良い相関と言える。TS の仮置場での運用中にトラブルはほとんどなく、安定運用が可能であった。また、輸送車両が測定エリアに入域してから、測定完了まで 2 分半程度であり、従来の方法と比較して、迅速な測定が可能で、大型土のう袋に近づく必要がないことから、サーベイメータによる測定と比較して被ばく量の低減が可能である。

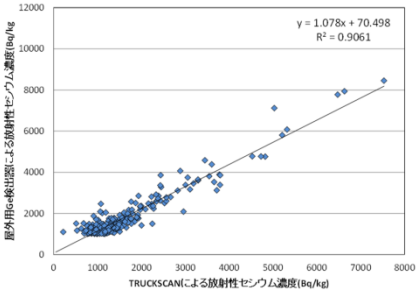


図 1 TRUCKSCAN と屋外用 Ge の比較

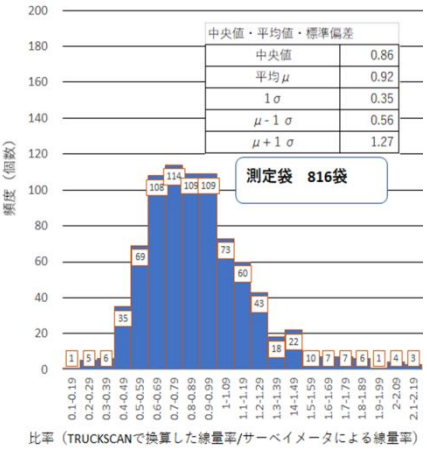


図 1 TS とサーベイメータの比較

3. 結論

TRUCKSCAN は、輸送車両に積載された状態の大型土のう袋中の放射性セシウム濃度を安定的に測定することが可能であることが確認できた。その不確かさは、約 20%以内であり、サーベイメータを利用した測定と比較して小さく（精度が高い）、迅速、自動化により被ばく量が低減できることが確認できた。

参考文献等

平成 28 年度除去土壌再生利用実証事業技術的検討に関する詳細報告書

本技術は、環境省「平成 27 年度除染・減容化等技術実証事業」で選定された技術です。
環境省「平成 28 年度除去土壌再生利用実証事業」（受託者：除去土壌等再生利用技術研究組合）で使用された技術です。

*Atsuo Suzuki[1], Masaru Noda[2], Naoya Takada[2], Keizo Yamasaki[2] and Toru Miwa[2]
[1]Mirion Technologies Canberra KK., [2]Obayashi Corporation.

走行サーベイ用 CsI(Tl)線量計の遮蔽係数の測定

Measurement of shielding factors of a CsI(Tl) scintillation dosimeter for vehicle-borne survey

*木村 昭裕[1]，木村 幸由[1]，伊藤 節男[1]，新井 康史[2]，石川 陽一[1]，髙橋 正人[1]，安藤 孝志[1]
[1]宮城県環境放射線監視セ，[2]宮城県原対課

モニタリングカーによる走行サーベイで使用する CsI(Tl)線量計 HDS-101G(RAMPU)の遮蔽係数について検討を行った。車内に設置した CsI(Tl)線量計、屋根に設置した NaI(Tl)線量計及び地上高 1m に設置した NaI(Tl)線量計の測定結果を比較した。その結果、遮蔽係数は 0.37 から 0.52 の範囲の値（平均値 0.43±0.04）となり、ばらつきが認められた。このばらつきの原因としては地形の影響等が考えられた。

キーワード：走行サーベイ、CsI(Tl)線量計、遮蔽係数

1. 緒言

国が策定した原子力災害対策指針補足参考資料「緊急時モニタリングについて」において、発電用原子炉施設で事故があり、大気環境へ放射性物質の放出があった場合には、放射性物質の拡がり確認や OIL 判断のための一つの手段として、自治体が走行サーベイにより空間放射線量率を測定することが定められた。

このため、当県においても走行サーベイができる測定システム RAMPU（公益財団法人原子力安全技術センター製、検出部：ミリオンテクノロジー社製 CsI(Tl)線量計 HDS-101G、以下「RAMPU」という）を 2017 年に導入した。しかし、本システムは検出部ごと車体内部に積載するため、事前に車体によってどの程度遮蔽されるかを調査し、遮蔽係数を求めておく必要がある。本研究では、地形が複雑、かつ福島第一原子力発電所事故による放射性セシウムの寄与も有意に含まれる宮城県牡鹿半島において遮蔽係数を求めたので報告する。

2. 測定方法

まず、移動観測車据付用のアロカ製 ADP-1132UR1 型 3”φ×3”NaI(Tl)シンチレーション検出器（以下「NaI 検出器」という）を車両の屋根上（地上高 1.95m）に設置した場合と地上高 1m の位置に設置した場合の各々の空気吸収線量率の指示値の比較により、1m 高に対する換算係数を求めた。次に NaI 検出器を車両屋根上に、また RAMPU を車両後方座席中央に設置して、定点で５分間測定を行った。これらの結果から遮蔽係数（＝RAMPU による周辺線量当量率／地上高 1m に換算した NaI 検出器による空気吸収線量率）を算出した。

3. 結論

遮蔽係数は、0.37 から 0.52 の範囲の値となった。図に RAMPU による周辺線量当量率と地上高 1m に換算した NaI 検出器による空気吸収線量率の相関図を示す。直線的な相関が認められるが、線量率が高い地点で近似直線からのずれが大きかった。この原因としては、斜面のそば等の測定地点周辺の地形の違い等が考えられた。

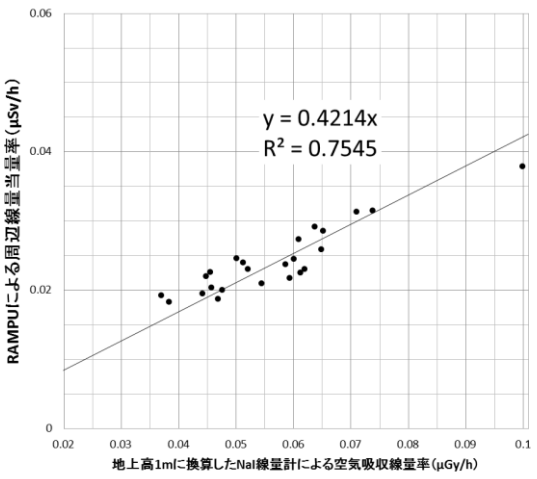


図　RAMPU と NaI 検出器の線量率の相関図

*Akihiro Kimura[1], Yukiyoshi Kimura[1], Setsuo Ito[1], Yasufumi Arai[2], Yoichi Ishikawa[1], Masato Takahashi[1] and Takashi Ando[1]
[1]MERMC, [2]Miyagi Pref. Nuclear Energy Safety Policy Div.

大型任意形状対象物に対する放射能表面汚染密度自動測定装置の開発(Phase-3)

Development of radioactivity surface contamination density automatic measuring equipment for large arbitrary shape object (Phase-3)

*飯田 雅樹[1]，近江 正[1]，及川 志郎[2]，竹山 信一[2]，高橋 浩[3]
[1]原電，[2]スギノマシン，[3]富士古河 E&C

表面汚染密度測定対象物を３Ｄスキャナにより３次元形状として自動認識し，ロボットアーム先端に取り付けたサーベイメータを，測定対象物の表面に沿って一定の距離を保ちつつ法線方向を維持して移動させることで，検出感度を過度に保守的に設定することなく，対象物の表面汚染密度を測定できる測定装置を開発した。

キーワード：表面汚染密度，自動測定，任意形状

1. 緒言

大型で形状が複雑な測定対象物の放射能表面汚染密度の測定を自動化することで測定作業の負担を軽減し，測定精度の向上資することが出来る。

2. 測定装置の概要

３Ｄスキャナにより対象物の表面モデルを形成し，表面汚染密度を測定するための検出器移動経路及び表面の法線方向を割り出し，この経路をロボットアームが移動する。ロボットアーム先端に取り付けたサーベイメータを，生成された経路に基づき測定対象物の表面法線上に沿って低速で移動させることにより，検出感度を高感度に維持し，様々な形状の対象物の表面汚染密度を測定する。図 1 に測定対象物とその３Ｄスキャンデータを示す。スキャンデータ上に，検出器での測定経路を表示している。

図 2 に対象物表面をロボットアーム先端に取り付けたサーベイメータで自動測定している状況を示す。検出器が対象物から一定の距離で測定が可能であること，測定結果から汚染密度の分布を記録することが可能であることを確認できた。

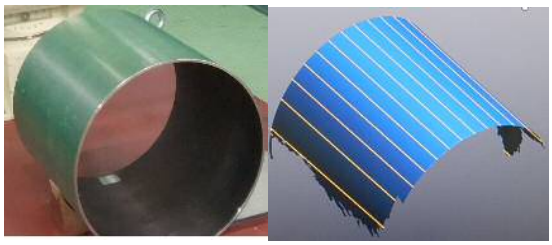


図 1　測定対象とスキャンデータの比較

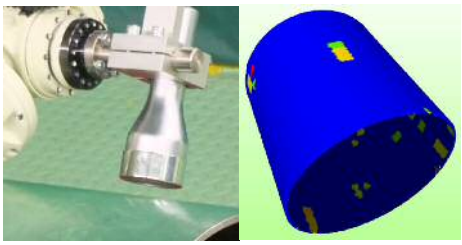


図 2　表面汚染測定状況と測定結果（例）

また，様々な形状の対象物の表面汚染密度を測定可能な試験装置を用いて，バックグラウンド変動及び測定器位置誤差等を考慮した測定値の不確かさを確認し，物品搬出サーベイ又はクリアランス検認測定の実用化に向けた基本的性能を確認した。

3. 結論

本測定装置により測定者の力量に依存せずに連続，あるいはメッシュ点毎に測定場所の位置情報と併せて測定値を記録することが可能となり，最大値と場所のみならず平均値，さらには汚染密度の分布の記録も可能となる。今後はクリアランス測定，ＮＲ念のため測定における現場導入へ向けた課題抽出等の検討を行う。

* Masaki Iida[1], Tadashi Oumi[1], Shiro Oikawa[2], Shinichi Takeyama[2] and Hiroshi Takahashi[3]
[1]JAPC, [2]SUGINO, [3]FFEC

ICRP 2007 年勧告に基づく内部被ばく線量評価コードの核種摂取量推定機能の検証

Verification of Function for Estimating Intake of Radionuclides Implemented in Internal Dosimetry Code Based on ICRP 2007 Recommendations

*真辺 健太郎[1]，佐藤 薫[1]，高橋 史明[1]

[1]JAEA

国際放射線防護委員会（ICRP）2007 勧告に対応した内部被ばく線量評価コードの開発において、モニタリング値から放射性核種の摂取量を推定する機能を開発し、検証を行った。

キーワード：内部被ばく，線量評価，国際放射線防護委員会，放射性核種の摂取量，モニタリング

1. 緒言　原子力、放射線施設等における作業者の被ばく線量管理や、放射線事故等で放出された放射性核種の取込みによる内部被ばく線量評価では、体外計測やバイオアッセイ等のモニタリング値から摂取量を推定する。今後、規制基準値や線量管理等に ICRP 2007 年が取り入れられることを見据え、ICRP 2007 年勧告に従うモデル・データに基づく核種摂取量推定機能の開発を進めている。

2. 機能の概要　本機能は、1 回又は複数回の急性摂取について摂取量推定を可能とし、慢性摂取は 1 日あたりの摂取量の繰り返し摂取として取り扱う。モデルに基づく 1 Bq 摂取時の放射能予測値とモニタリング値のフィッティングは、特異値分解を用いた最尤推定法により行う。設定した摂取条件（核種、摂取経路）に基づく線量係数（1 Bq 摂取あたりの預託実効線量及び預託等価線量）を別途計算し、これと摂取量評価値を乗じることで、被ばく線量を算出する。これらの操作は、グラフィカルユーザインタフェースにより行う。

3. 機能の検証　IDEAS ガイドライン[1]等の例題を用い、本機能による推定値と文献値を比較することで検証を行った。ただし、例題は 1990 年勧告に対応した線量評価モデルに従っているため、コード[2]に 1990 年勧告対応の体内動態モデルを導入した。一例として、^{125}I ガスの吸入摂取（3 回摂取、5 回甲状腺モニタリング）に関する検証結果を図 1 に示す。3 回の吸入摂取のうち、1 回目及び 2 回目の推定値は文献値（IDEAS）とよく一致したが、3 回目の推定値は文献値より 32% 大きかった。IDEAS では各回の摂取量を直後のモニタリング値 1 個から評価し、次の摂取までにさらなるモニタリング値がある場合は、次の摂取までに有意な摂取があったか否かの確認に着目しているのに対し、開発した機能では、すべてのモニタリング値を同時に考慮して摂取量を推定していることが差の原因であった。ただし、本機能により同様の手順で逐次評価した場合は、3 回目の推定値も文献値とよく一致した。発表では、他の検証例についても報告する。

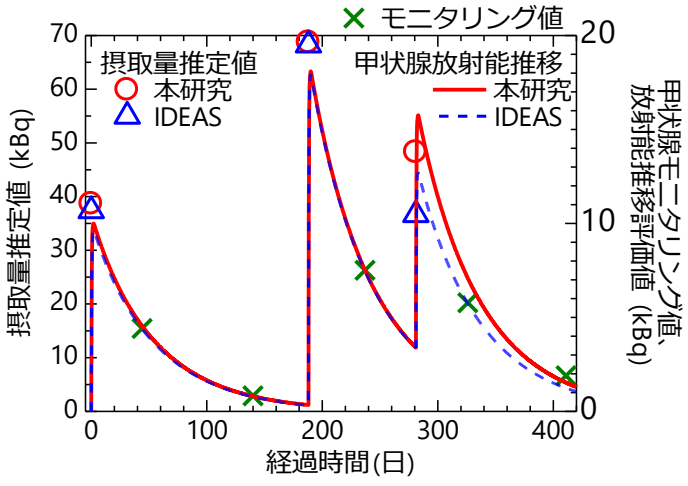


図 1　^{125}I 吸入摂取の摂取量推定

本件は、原子力規制委員会「平成31年度放射線安全規制研究戦略的推進事業費（内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究）事業」により得られた成果の一部である。

参考文献

[1] C.M. Castellani et al., EURADOS Report 2012-01. [2] K. Manabe et al., BIO conf. **14**, 03011 (2019).

---

*Kentaro Manabe[1], Kaoru Sato[1] and Fumiaki Takahashi[1]

[1]JAEA

ICRPによる新しい線量係数の分析(職業被ばくによる主要28元素の摂取)

Analyses of new dose coefficients by ICRP (Occupational intake of principal 28 elements)

*高橋 史明[1], 佐藤 薫[1], 真辺 健太郎[1]
[1]原子力機構

ICRP 2007年勧告に準拠した内部被ばく線量評価に用いる実効線量係数等を取りまとめた刊行物の調査等により、現在の国内における内部被ばく防護の基準値を与える告示にある放射性同位元素の種類や線量係数値との差異の調査、その要因分析等を進めた。

キーワード：内部被ばく、線量評価、実効線量係数、ICRP 2007年勧告, 放射線防護

1. はじめに 国際放射線防護委員会(ICRP)は、職業被ばくによる主要28元素(水素、ストロンチウム、セシウム、ウラン等)の摂取に対し、2007 年勧告に準拠した内部被ばく線量評価に用いる実効線量係数等をICRP Publ.134[1]及び137[2]として公開している。国内では、放射線規制へICRP2007年勧告の取入れに関する検討が進められており、上記の刊行物に基づく内部被ばくの防護基準の改正も予想される。本研究では、新旧の実効線量係数の差異等の調査や分析を進めた。

2. 調査・分析 職業被ばくによる主要 28 元素に対する実効線量係数等については、OIR Data Viewer (OIR VW)で各係数を適用すべき物質等が確認できる。一方、国内の内部被ばく防護の基準値等を与える「告示RIの数量等を定める件」の別表第2(告示別表第2)は、ICRP1990年勧告に従い制定されているが、第1欄の放射性同位元素の種類、第2欄及び第3欄の実効線量係数の多くは、ICRP Publ.68(作業者による放射性核種の摂取についての線量係数)を参照している。そこで、OIR VW及び告示別表第2で考慮されている物質の種類(化学形)、各同位元素の実効線量係数等の調査を進めた。

表1に^{90}Srの吸入摂取に対するOIR VW及び告示別表第2の比較を取りまとめた。近年に蓄積された知見を反映して、2007年勧告に準拠した内部被ばく線量評価では考慮する放射性同位元素の種類が細分化された。チタン酸ストロンチウムについては、引き続き血液への吸収タイプがType Sとされたが、実効線量係数が増加した。この差異はOIR VWのデータ分析などから、呼吸気道クリアランスモデルの改訂による肺等価線量の増加が影響していると推測される。なお、新しい実効線量係数の導出で、特定されない化学形に対する血液への吸収タイプはType Mとすることがデフォルトとされ、ストロンチウムもこれに従っていることを確認した。

3. まとめ ICRPの新しい実効線量係数等について、現在の告示別表第2との比較等による調査を進めた。その結果、多くの元素で、数値の他に考慮されている物質の種類にも留意すべきことが確認された。現在、開発中のコード[3]においては、実効線量係数の差異を効率的に分析できる機能の実装を進めている。

本件は、原子力規制委員会「平成31年度放射線安全規制研究戦略的推進事業費（内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究）事業」により得られた成果の一部である。

表1 OIR VWと告示別表第2の実効線量係数等

種類(化学形)	血液への吸収ﾀｲﾌﾟ	実効線量係数(mSv/Bq)
OIR Data viewer （OIR VW）		
塩化Sr、硫酸Sr、炭酸Sr	Type F	3.2E-05
全ての特定されていない化学形、燃料破片	Type M	1.8E-05
結合アルミノケイ酸塩、ポリスチレン、チタン酸Sr	Type S	2.0E-04
告示別表第2		
チタン酸Sr以外	Type F*	3.0E-05
チタン酸Sr	Type S*	7.7E-05

＊ ICRP Publ.68を参照

参考文献

[1] ICRP Publication 134 (2017), [2] ICRP Publication 137 (2018), [3] 2019年原子力学会春の年会 2H15

*Fumiaki Takahashi[1], Kaoru Sato[1] and Kentaro Manabe[1], [1]JAEA

福島県内における福島事故後 7 年間の個人線量測定の結果

Measurement results of individual dose in Fukushima prefecture over 7 years after the Fukushima accident

*高原 省五[1]，飯島 正史[1,2]
[1] 日本原子力研究開発機構，[2] ヴィジブルインフォメーションセンター

福島第一原子力発電所事故後の 2012 年 2 月から 2019 年 3 月にかけて福島県内で住民の個人線量を実測するとともに、測定の開始時と終了時にアンケートを実施して個人線量の測定に対する住民の考え方を調査した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、公衆被ばく、外部被ばく、個人線量測定、生活時間調査

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故による汚染地域において、住民の被ばく線量は、事故の影響を解明し、防護の最適化を検討する際の基本的な指標である。個人線量計を用いた実測は、線量計の配布数や測定期間に限界があるものの信頼性の観点から最優先されるべき情報の一つとなる。また、住民自身による線量測定等の自助の取組みは、長期汚染地域での住民生活の回復に重要な役割を果たすと考えられる。本研究では、個人線量の測定や生活行動の記録を住民自身に依頼し、被ばくの程度を調べるとともに、協力者に対するアンケート調査を行ってこれらの測定に関する住民の考え方を整理した。

2. 方法　住民に個人線量計（PDM-122-SHC）を配布して個人線量を実測した。また、自宅、職場及びその他の場所での屋内外での滞在時間を調査した。住民自身が個人線量と生活時間を毎日記録した結果を、毎月郵送で回収した。測定と調査は、2012 年 2 月から 2019 年 3 月の約 7 年の間、福島市（全期間）、郡山市（2013 年）、いわき市（2013 年, 2016 年）、広野町（2014 年）及び南相馬市（2016 年）にて実施した。福島市では屋内・屋外作業者及び自宅滞在者の協力のもと測定と調査を実施し、他の自治体では屋内作業者の協力のもとで実施した。協力者の総数は開始時の 2012 年度に 238 名であった。その後は、毎年協力者の辞退と追加を経て、最終年度（2018 年度）の協力者は 58 名であった。

また、2012 年 2 月の開始時と 2019 年 3 月の終了時にアンケート調査を実施した。2012 年から 2019 年の間に一度でも調査に参加した福島市内の住民（N = 385）を対象に、調査票を郵送配布・回収して 211 人から回答を得た。調査項目は、日常生活における安心感や生活行動、今後の対策の方針や必要な情報、個人線量測定の必要性等である。

3. 結果と考察　福島市内における職業別の個人線量の実測結果を図 a に示す。なお、図 a の実測値は自然放射線の寄与を含む値である。本調査の屋外作業者は農業従事者が大半であり、農作業の季節変化に応じて屋外作業時間が変動し、これに合せて個人線量も季節変動した。1 ヵ月当たりの最大値は 2012 年 6 月の農業従事者で 539 μSv であった。屋内作業者の個人線量に季節変動は見られず、単調に減衰した。

図 a に示した 1 ヵ月当たりの個人線量について、各 1 年間継続して測定している協力者の個人線量を年間で合計し、自然放射線の寄与を差し引いて追加年線量を計算したところ、福島市内での最大値は、2012 年度に 3.79 mSv/年、2018 年度に 0.97 mSv/年となった。これらの最大値はいずれも農業に従事している屋外作業者の値である。また、図 b に、屋内作業者の個人線量の実測値を自治体別に比較して示す。福島市と比較した場合、郡山市、広野町及び南相馬市の個人線量は同程度となり、いわき市は低めの値となった。

個人線量の測定に協力した人にアンケート調査を実施したところ、「測定する前と比べて、生活を通じての安心感が高くなった」という回答者の数が 2012 年時点（27%）よりも 2019 年時点（43%）での調査において増加し、その理由として「被ばく線量が低かったから」と回答する協力者が増加する傾向が見られた。また、このような調査の必要性については、全体の 56%が 2019 年以降も「継続する必要がある」と回答し、そのうち 56%は「放射性物質が消えるまで」継続すべきとの回答だった。自由回答として、他県でも測定を実施し、比較することができればより安心感が高まるのではないかという回答が複数見られた。

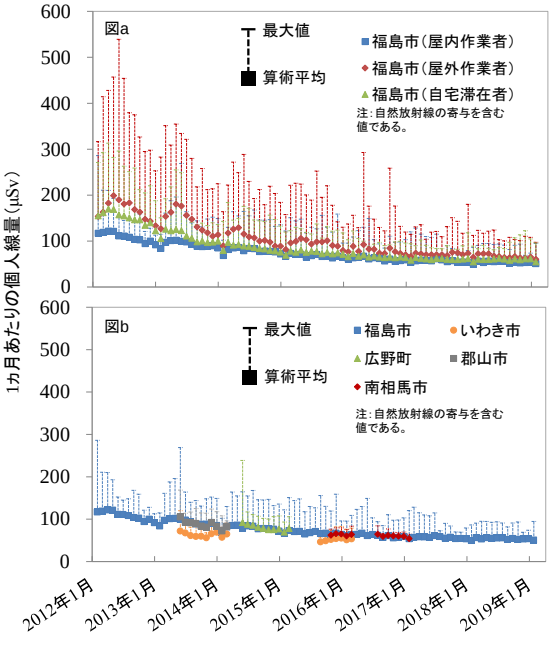


図　福島市内での職業別の個人線量の実測値（図 a）と自治体別の屋内作業者の個人線量の実測値（図 b）

*Shogo TAKAHARA[1], Masashi IIJIMA[1,2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, (JAEA), [2]Visible Information Center. Inc (V.I.C.).

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

Fri. Sep 13, 2019 9:30 AM - 10:05 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 12:30 AM - 1:05 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[3E01-02] Fundamental Properties of Fuel Debris Material 1

Chair:TSUYOSHI MURAKAMI(CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3E01] Leaching tests of BWR and PWR spent fuel

*Takeshi Sonoda[1], Kenta Inagaki[1], Daniel Serrano-Purroy[2], Vincenzo Rondinella[2] (1. CRIEPI, 2. JRC-Karlsruhe)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3E02] Thermal and mechanical properties of U-Fe binary intermetallic compounds

*Daisuke okada[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1], Ken Kurosaki[1,2,3] (1. Osaka Univ., 2. Univ. of Fukui, 3. Kyoto Univ.)

10:00 AM - 10:05 AM JST | 1:00 AM - 1:05 AM UTC

Time reserved for Chair

BWR および PWR 使用済燃料を用いた浸出試験

Leaching tests of BWR and PWR spent fuel

*園田 健[1]，稲垣 健太[1]，D. Serrano-Purroy[2], V. V. Rondinella[2]
[1]電中研，[2]JRC-Karlsruhe

破損燃料のホウ酸や海水が含まれる様々な溶媒中での核種の浸出挙動を解明するため、BWR および PWR 使用済燃料の輪切り試料を純水、ホウ酸水、模擬海水、実海水、模擬地下水に漬浸させた浸出試験を実施した。核種の浸出挙動に及ぼす溶液の違いや、核種毎の浸出挙動の傾向を明らかにした。

キーワード：破損燃料、浸出試験、海水、PWR、BWR

1. 緒言

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

2. 実験方法

試験は JRC-Karlsruhe のホットセル内で行った。試験試料は、54GWd/tHM まで照射した BWR 燃料棒、および 60GWd/tHM まで照射した PWR 燃料棒の輪切り試料（被覆管付）を使用した。試験試料は室温にて 50cc の純水(PWR, BWR), 実海水(BWR), 模擬海水(PWR), ホウ酸水:2g/L(PWR), そして模擬地下水(PWR, BWR)に浸漬し、各々252 日(BWR)および 153 日(PWR)まで継続実施した。採取した溶液は 1mol/L の硝酸水で希釈後に ICP-MS 測定を行った。加えて、試料表面に形成される析出物を確認するため、SEM/EDS による試料表面の微細組織観察および元素分布測定を行った。

3. 結果および考察

図 1 に U の積算モル量(mol)の時間変化を示す。これより浸出挙動は今まで報告されている挙動[1]と同様であることを確認した。試験後半 3 点の積算モル量から各溶媒における U 浸出速度を導出し、各溶媒の比較を行った。U 浸出速度は“実海水>模擬海水≈模擬地下水>ホウ酸水≈純水”の順に大きく、実海水中の U 浸出速度が最も高かった。模擬海水との成分比較から、実海水中での U 浸出速度が高い要因の一つとして有機炭素の含有量の違いが推測された。

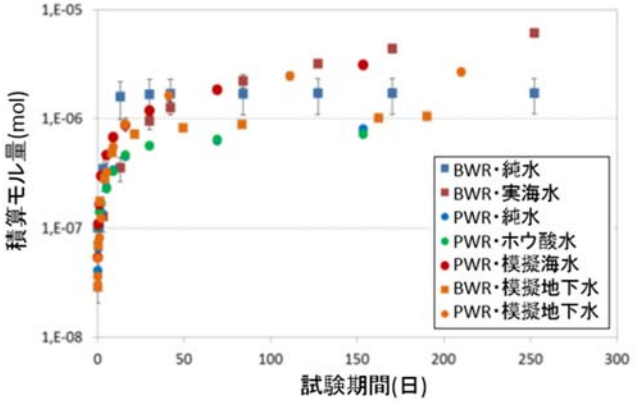


図1 Uの積算モル量の時間変化

参考文献

[1] C.Poinssot, C.Ferry, P.Lovera, et.al., J. of Nucl. Mat., 346, 66-77, 2005.

---

*Takeshi Sonoda[1], Kenta Inagaki[1], Takanari Ogata[1], D. Serrano-Purroy[2], and V. V. Rondinella[2]
[1]CRIEPI., [2]JRC-Karlsruhe.

ウラン一鉄二元系金属間化合物の熱的及び機械的性質

Thermal and mechanical properties of U-Fe binary intermetallic compounds

*岡田　大輔[1]，大石　佑治[1]，牟田　浩明[1]，黒崎　健[1,2,3]

[1]大阪大学大学院工学研究科，[2]福井大学附属国際原子力工学研究所，[3]京都大学複合原子力科学研究所

燃料デブリの金属相の模擬物質として Fe_2Ce および Fe_2U のインゴットを作製し、その熱的及び機械的性質を測定した。

キーワード：燃料デブリ、金属相、熱物性、機械的性質

1. 緒言

福島第一原子力発電所の炉内に形成された燃料デブリの性状や特性を把握することは、優先度の高い研究課題とされている。しかしながら、燃料デブリ中に存在していると考えられている金属相に関しては、その相状態や各種物性はほとんど明らかにされていない。本研究では、燃料デブリ中の金属相を構成する物質の一つとして考えられる Fe_2U 及び Fe_2Pu に着目した。本研究では Pu の代替物として Ce を用いており、Fe_2U 及び Fe_2Ce の相状態や熱的及び機械的性質を評価した。また、評価した物性データを燃料デブリ中に含まれると考えられる、酸化物相、ホウ化物相並びに金属相に含まれると考えられる Fe_2Zr と比較することで燃料デブリ中での金属相のふるまいについて考察する。

2. 実験方法

アーク溶解により作製した Fe_2U 及び Fe_2Ce のインゴットを粉砕した後に、放電プラズマ焼結することでバルク体を得た。作製した試料の相状態を走査型電子顕微鏡 (Scanning Electron Microscope: SEM) 及び X 線回折(X-Ray Diffraction: XRD) 法で評価した。各種基礎物性として、線熱膨張係数、比熱、熱拡散率、音速、ビッカース硬度を測定した。測定した音速から弾性定数を、比熱と熱拡散率から熱伝導率を、それぞれ算出した。高温での相状態を不活性雰囲気下及び大気雰囲気下で高温 XRD 測定並びに TG-DTA を用いて評価した。

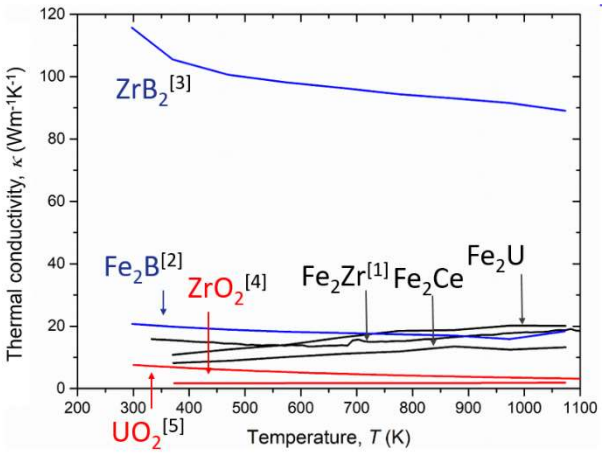


Fig. 1 Thermal conductivity of Fe_2U and Fe_2Ce, together with the oxides, the borides, and Fe_2Zr

3. 結果

Fe_2U 及び Fe_2Ce の測定した比熱及び熱拡散率、室温での試料密度から熱伝導率を算出した。**Fig. 1** に Fe_2U, Fe_2Ce, Fe_2Zr, 酸化物相、ホウ化物相の熱伝導率を示す。金属相の熱伝導率は酸化物相と比較すると大きくなり、ホウ化物相と比較すると小さくなることが明らかになった。機械的性質に関する情報は発表時に報告する。

参考文献

[1] D. Okada et al., *Trans. Atom. Ener. Soc. Japan*, **18**, 37-42 (2019).

[2] F. Nakamori et al., *Trans. Atom. Ener. Soc. Japan*, **15**, 223-228 (2016).

[3] F. Nakamori et al., *J. Nucl. Mater.*, **467**, 612-617 (2015).

[4] W. D. Kingery et al., *J. Am. Ceram. Soc.*, **37**, 107-110 (1954).

[5] J. K. Fink, *J. Nucl. Mater.*, **279**, 1-18 (2000).

---

*Daisuke Okada[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1] and Ken Kurosaki[1,2,3]

[1]Osaka University, [2]University of Fukui, [3]Kyoto University

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

Fri. Sep 13, 2019 10:05 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 1:05 AM - 3:00 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[3E03-09] Fundamental Properties of Fuel Debris Material 2

Chair:Akihiro Suzuki(NFD)

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

[3E03] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(14)Outline of the research and achievement of study on fuel debris analysis

*Masayoshi UNO[1], Yoshinari Anoda[1], Yuji Ohishi[2], Osamu Kuwaduru[1], Akihiro Ishimi[3], Yuji Arita[1], Tatumi Arima[4] (1. Univeisity of Fukui, 2. Osaka Univ., 3. JAEA, 4. Kyushu Univ.)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[3E04] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(15)Basic physical property evaluation of UO_2-CaO solid solution

*Yu Oi[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ.)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3E05] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(16)Mechanical properties of B_2O_3-UO_2/Al_2O_3-ZrO_2/SUS316L eutectic composites

*Shintaro Yoshida[1], Takashi Onitsuka[1], Masayoshi Uno[1] (1. UNIVERSITY OF FUKUI)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3E06] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(17)Evaluation of compressive strength of simulated fuel debris by damage mechanics analysis

*Masaki Teranishi Teranshi[1], Osamu Kuwazuru[1] (1. University of Fukui)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3E07] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(18)Evaluation of void ratio for simulated fuel debris

*ISHIMI AKIHIRO[1], KATSUYAMA KOZO[1], Uno Masayoshi[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. FUKUI Univ.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3E08] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(19)Release behavior of Ruthenium Oxide.

*Taishi Inoue[1], Yuji Arita[1] (1. University of Fukui)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3E09] Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(20)melting behaviors of UO_2(or CeO_2)-ZrO_2-FeO_{1+x} mixtures were evaluated.

*Kunihiro Yamato[1], Tatsumi Arima[1] (1. Kyushu Univ.)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成
（14）公募研究の全体概要と燃料デブリ研究の実績

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(14)Outline of the research and achievement of study on fuel debris analysis

*宇埜正美[1], 安濃田良成[1], 桑水流理[1], 有田裕二[1] 大石佑治[2], 石見明洋[3], 有馬立身[4]
[1]福井大学, [2]大阪大学, [3]JAEA, [4]九州大学

抄録
文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業として福井大が受託した「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人事育成」の全体概要とその中の４機関が連携した燃料デブリ分析研究のこれまでの成果を紹介する。
キーワード：燃料デブリ、溶融凝固体、X 線 CT、破壊挙動解析、FP 放出・溶出、融点

1. 公募研究の全体概要緒言

福井大学では、平成 27 年度より文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業として「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人事育成」を西日本の５つの大学と若狭湾エネルギー研究センターおよび日本原子力研究開発機構(JAEA)と連携して行っている。このうち燃料デブリ分析コースでは燃料デブリ分析研究と京都大学原子炉実験所での実習を含む３つの人材育成事業を行っている。

2. 燃料デブリ分析研究の概要

a. 燃料デブリ構成物質の機械的・熱力学的物性評価では、大阪大学にて福島炉心で生成する可能性のある物質を合成し、その物性を測定している。今回は、UO_2-CaO 固溶体を作製し、CaO の固溶が UO_2 の熱的、機械的特性へ与える影響について報告する。

b. 溶融凝固体の空隙率と物性の相関では、福井大学と JAEA が連携して、共晶反応を利用して合成した模擬溶融デブリについて物性測定、破壊挙動解析および X 線 CT 撮像により、その空隙率と物性の相関を得ることを目的としている。今回は、UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3/SUS316L 模擬デブリの物性、破壊挙動解析手法の開発状況、これまでに得られた燃料デブリの X 線 CT 撮像結果の３件について報告する。

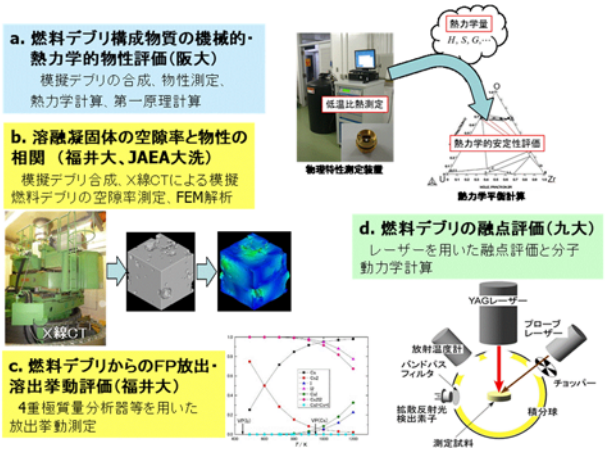


図１　燃料デブリ分析研究の概要

c. 燃料デブリからの FP 放出・溶出挙動評価では、福井大学にて模擬燃料デブリからの揮発性 FP の水中での溶出挙動および高温での放出挙動を評価している。今回は RuO_2 の放出挙動について報告する。

d. 燃料デブリの融点評価では、燃料デブリのレーザーを用いた融点測定および分子動力学計算を用いた融点評価手法の開発を行っている。今回は、CeO_2-ZrO_2-FeO_{1+x} 混合物に対してレーザー加熱を利用した無容器法による融点の推定結果と、分子動力学法により UO_2(又は CeO_2)-ZrO_2-FeO_{1+x} 混合物の溶融温度の評価結果について報告する。

謝辞：本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として、国立法人 福井大学が実施した平成 27～30 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果を取りまとめたものである。

*Masayoshi Uno[1], Yoshinari Anoda[1], Osamu Kuwazuru[1], Yuji Arita[1], Yuji Ohishi[2], Akihiro Ishimi[3], Tatumi Arima[4]
[1]University of Fukui, [2]Osaka University, [3]JAEA , [4]Kyusyu University

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成
(15)UO_2—CaO 固溶体の基礎物性評価

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants.

(15)Basic physical property evaluation of UO_2-CaO solid solution

*大井優[1]，大石 佑治[1]，牟田 浩明[1]

[1]大阪大学

MCCI では UO_2 に CaO が固溶した相が生成する可能性がある。そこで、UO_2 - CaO バルクサンプルを作製し、レーザーフラッシュ法による熱拡散率測定やビッカース硬さ試験、音速測定により CaO の固溶が UO_2 の熱的機械的特性に与える影響を評価した。

キーワード：燃料デブリ，MCCI 生成物，UO_2

1. 緒言

燃料デブリの物性の把握は、福島第一原子力発電所の廃炉において重要な課題である。本研究では MCCI 生成物に着目する。コンクリートの主成分は SiO_2, Al_2O_3, CaO であるが、SiO_2 や Al_2O_3 は UO_2 へはほとんど固溶しないのに対し、CaO は UO_2 へある程度固溶するために、MCCI によって UO_2 に CaO が固溶した相が生成する可能性があると考えられる。しかし CaO の UO_2 に対する固溶度の知見は限られているうえ、固溶が物性に与える影響は知られていない。そこで UO_2 の CaO の固溶度、及び物性の評価を行った。

2. 実験

$(UO_2)_{1-x}(CaO)_x$ (x = 0, 0.05, 0.1, 0.2)の組成となるように UO_2 粉末と $CaCO_3$ 粉末を混合し、直径 15 mm の超硬合金性の治具を用いて 200 MPa でプレスし、円筒形状の成型体を得た。この成型体を Ar フロー雰囲気下で 24 時間 1600 ℃で熱処理し、焼結した。さらに H_2 を 1%混合した Ar 雰囲気で 10 時間 1600℃の熱処理を行った。相状態評価のために X 線回折(XRD)測定を行った。また、SEM/EDX により微細構造及び元素分布を評価した。

3. 結果・考察

図 1 に得られた XRD パターンの結果を示す。XRD パターンは x= 0–0.1 の組成の試料では UO_2 と一致しているのに対し、x = 0.2 の試料では CaO 由来の不純物ピークがみられた。また、x が 0.1 以下の組成の試料の SEM/EDX 観察では Ca の偏析はほとんど見られなかったが、x = 0.2 の試料では偏析した Ca が確認できた。これにより、$(UO_2)_{1-x}(CaO)_x$ における CaO の固溶度は x= 0.1–0.2 程度であることが示された。CaO の固溶が機械的特性や熱伝導率に与える影響については当日報告する予定である。

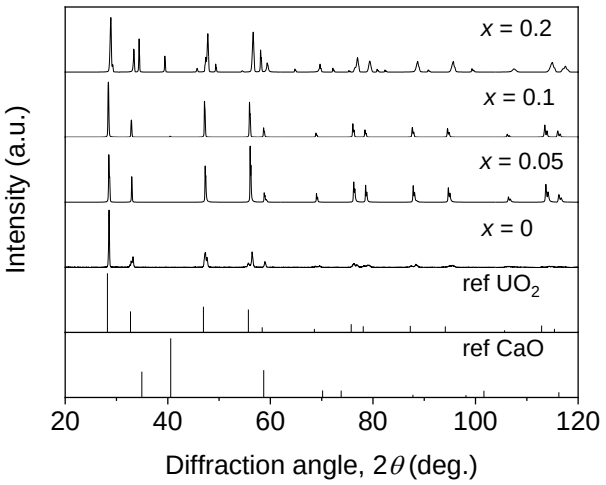


図 1. $(UO_2)_{1-x}(CaO)_x$ (x = 0, 0.05, 0.1, 0.2) の XRD パターン

* Yu Oi[1], Yuji Ohishi[1], Hiroaki Muta[1]

[1]Osaka University,

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成 (16) B_2O_3-UO_2/Al_2O_3-ZrO_2/SUS316L 共晶混合物の機械的特性

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(16) Mechanical properties of B_2O_3-UO_2/Al_2O_3-ZrO_2/SUS316L eutectic composites

*吉田 辰太朗[1]，鬼塚 貴志[1]，宇埜 正美[1]

[1]福井大学

抄録

共晶反応を利用し B_2O_3-UO_2/Al_2O_3-ZrO_2/SUS316L 共晶混合物を作製した。X 線回折で混合物の同定を行い、SEM－EDS 観察に基づき成分濃度の高い相毎に分類し、マイクロビッカース硬さ及びナノインデンター硬さを測定した。また、溶融体試料と比較するために焼結体試料を作製し、同様の評価を行った。

キーワード：燃料デブリ、共晶反応、UO_2、ZrO_2、SUS316L

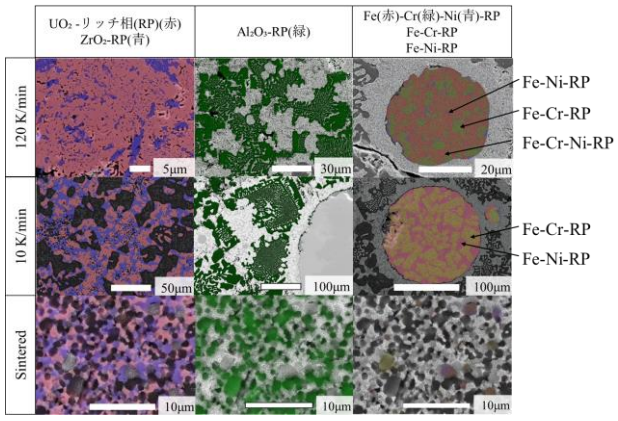
1. 緒言

切断や粉砕などの手法で燃料デブリを取り出すには、デブリの各物性を正確に把握する事が必要である。前報では擬似燃料デブリとして B_2O_3-UO_2/Al_2O_3-ZrO_2共晶混合物を作製しその物性について報告した。本報では B_2O_3-UO_2/Al_2O_3-ZrO_2/SUS316L の共晶混合物を作製し、物性を評価した結果について報告する。

2.実験方法

B_2O_3 と UO_2 の粉末をモル比で B_2O_3:UO_2=28.9:71.1、Al_2O_3 と ZrO_2 の粉末をモル比で Al_2O_3:ZrO_2=62.5:37.5 とそれぞれ共晶組成となるように混合し、高温炉を使用して Ar 気流中にてそれぞれ 1740℃、1860℃で 10 分間加熱することにより溶融させた。これらを粉砕し、SUS316L の粉末と B_2O_3-UO_2:Al_2O_3-ZrO_2:SUS316L= 0.242:0.558:0.200 のモル比で混合し、同様に 1860℃、10 分間加熱し溶融させた。冷却過程において 120℃ /min 並びに 10℃/min で冷却速度を制御し、異なる空隙率を持つ共晶混合物試料を作製した。作製した試料を切断、研磨し、アルキメデス法による密度測定、SEM-EDS 観察及び X 線回折による混合物の同定を行った。SEM-EDS 観察の結果、判明した成分相毎にビッカース硬さ試験、ナノインデンター硬さ試験を行い、機械的性質を評価した。比較のため、放電プラズマ焼結(SPS)装置を用いて焼結材試料を作製し、同様の評価を行った。

3. 結論・考察



冷却速度に関わらず試料は上部がセラミックス相、下部が金属・セラミックス相に分かれた。これは溶融凝固時に成分が偏った為と考えられる。X 線回折並びに SEM 観察の結果より共晶混合物ではラメラ状組織が確認でき、共晶による溶融凝固に成功したことが分かった。EDS 観察によりセラミックス成分と金属成分は互いに交じり合わず、反応物を作らずに分離していたことが確認できた。冷却速度により金属相中の Cr や Ni の濃度が異なることが分かり、相毎の硬さ値はセラミックス相中では Al_2O_3 相が最も硬く、金属相中の相の硬さは Cr 含有率と共に増加した。

謝辞

本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として、国立法人 福井大学が実施した平成 30 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果である。

*Shintaro Yoshida[1], Takashi Onitsuka[2] and Masayoshi Uno[1]　[1]Univ. Fuku

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成
(17) 損傷力学解析による模擬燃料デブリの圧縮強度の評価

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(17) Evaluation of compressive strength of simulated fuel debris by damage mechanics analysis

*寺西　正輝[1]，桑水流　理[1]
[1]福井大学

模擬燃料デブリの圧縮破壊強度に対する空隙率の影響をイメージベース有限要素解析により検討した．鋳造材の巣を仮想的な燃料デブリの欠陥とみなし，その連続断面画像を用い，空隙率の異なる複数の解析モデルを作成した．損傷力学モデルを導入し，UO_2-B_2O_3の圧縮破壊強度を有限要素解析で評価した．
キーワード：燃料デブリ，二酸化ウラン，圧縮強度，空隙，損傷力学モデル，有限要素解析

1. 緒　　言

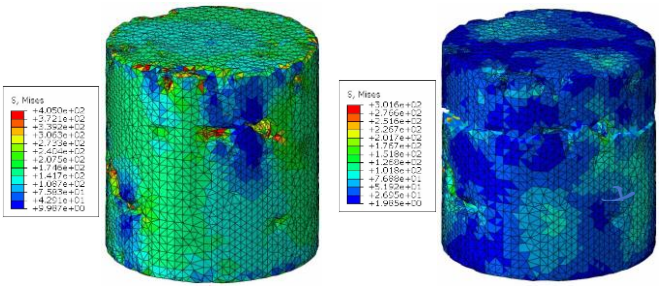
福島第一原子力発電所における核燃料デブリを安全に取り出すために，一定の大きさに分割して，確実に輸送する必要があるため，デブリの機械的性質の把握が重要である．デブリは一度溶融し，固化しているため，多数の凝固欠陥を含んでいると予想される．そこで本研究では，共晶 UO_2-B_2O_3 の圧縮強度に及ぼす空隙率の影響を損傷力学解析により明らかにする．

2. 損傷力学解析

実際のデブリの空隙は不明であるため，模擬凝固欠陥としてアルミニウム合金ダイカストの鋳巣の 3 次元画像[1]を使用した．画像は連続研磨面の光学顕微鏡画像である．そこから直径 670 μm，高さ 700 μm の円柱形に画像を切り抜き，空隙率の異なる 8 つの有限要素モデルを作成した．これを上下から剛体板で挟み，下部の剛体板を固定し，上部の剛体板を移動させ，圧縮した．剛体板と試験片の接触は摩擦係数 0.1 とした．解の発散防止のため解法には動的陽解法を用いた．剛体板の速度は初速度 0 mm/s から線形に増加させ，開始から 0.71 s 以降 0.007 mm/s で一定とした．公称ひずみ速度は最大 0.01 sec^{-1} となる．共晶 UO_2-B_2O_3 の超微小硬度試験の結果に基づき，ヤング率は 260.7 GPa，ポアソン比は 0.3，降伏応力は 405.6 MPa の弾完全塑性体とした[2]．脆性破壊を模擬するために，損傷開始時の相当塑性ひずみを 10^{-5} とし，損傷開始直後に要素が除去されるように設定した．有限要素解析には Abaqus を使用した．

3. 数値解析結果

図 1 に空隙率 6.5%のモデルの破断前後の相当応力分布を示す．表面の空隙近傍に応力集中が生じ，そこを起点として水平方向に損傷が一気に広がり，材料が脆性的に破断した．図 2 に破壊強度と空隙率の関係を示す．圧縮試験で得られた圧縮破壊強度[3]を併せて示す．損傷力学解析では脆性破壊を概ね再現できており，実験の破壊強度と近い結果となった．ただし，空隙率 3%の実験結果は解析結果に比べ，大幅に強度が高かった．この試験片の高さの断面直径に対する比が 0.25 であり，破壊強度を過大評価したためと推察される．一方，空隙率 0%の解析結果は降伏応力より低くなっており，矛盾している．これは画像からモデルを作成したため，形状不正が生じ，応力集中が発生したためである．なお図中に示した回帰曲線により，共晶 UO_2-B_2O_3 の圧縮破壊強度を概ね推定できる．



(a) 破断直前　　(b)　破断直後
図 1　モデル 1（空隙率 6.5%）の相当応力分布

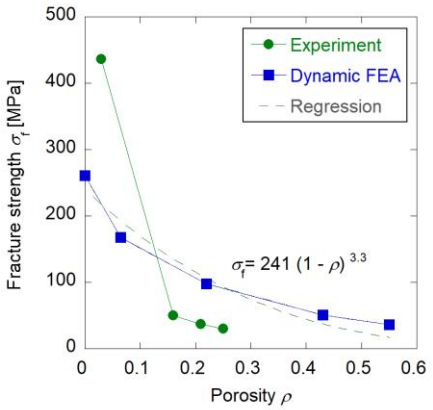


図 2　空隙率の影響

謝　　辞

本研究は，文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として，国立大学法人福井大学が実施した平成 30 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果の一部である．

参考文献

[1] 桑水流理，他，日本機械学会論文集 A 編 77 (2011), 1046-1050.
[2] 川上有都，他，日本原子力学会 2018 年秋の大会 (2018), 1D03.
[3]Yusufu, A., *et al*., Journal of Nuclear Materials 499 (2018), 175-181.

* Masaki Teranishi[1] and Osamu Kuwazuru[1]
[1]University of Fukui

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成 （18）UO2 溶融固化体の空隙率評価

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(18) Evaluation of void ratio for simulated fuel debris

*石見　明洋[1]，勝山　幸三[1]，宇埜　正美[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]福井大学

燃料デブリの物性評価の一環として、模擬燃料デブリ（UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3/SUS 及び UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3/ZrB_2）の X 線 CT を実施して空隙率を評価した。撮像結果より、混合する物質（SUS 又は ZrB_2）によって、空隙の形成状況が異なることが分かった。

キーワード：模擬燃料デブリ UO_2/B_2O_3，X 線 CT，空隙率

1. 緒言

東京電力（株）福島第一原子力発電所（1F）内の燃料デブリを安全に効率よく回収し、保管・管理あるいは処理・処分するためには、燃料デブリの性状を把握し、適切な取り扱い方法を検討する必要がある。本報告では、燃料デブリの空隙率と物性の相関を把握する一環として、模擬燃料デブリ UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3/SUS 及び UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3/ZrB_2 の X 線 CT 撮像を実施し、空隙の形成状況を確認すると共に空隙率を評価した。

2. 試験内容

模擬燃料デブリ UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3/SUS 及び UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3/ZrB_2（冷却速度： 120℃/min）について X 線 CT 撮像を実施した。横断面 CT 画像より、模擬燃料デブリ内の空隙形成状況を確認するとともに、空隙率を定量的に評価した。

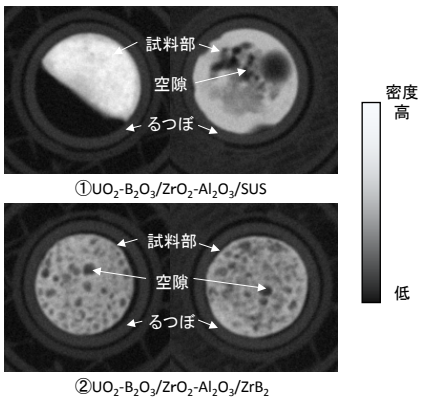


図1　横断面CT画像
（左：試料下端から+2.4㎜、右：試料下端から+12㎜）

3. 試験結果

模擬燃料デブリの横断面 CT 画像を図 1 に示す。模擬燃料デブリ①では、るつぼ上下部において密度の異なる溶融凝固体が形成され、るつぼ上部側中心付近に大きな空隙が形成された。模擬燃料デブリ②では、比較的大きな空隙が多数分布していることを確認した。各模擬燃料デブリの空隙率を評価した結果、①下部側は約 2%、上部側は約 20%、②約 40%であり、混在する物質（SUS 又は ZrB_2）に依存して空隙の形成状況が変化することが分かった。

3. 結論

模擬燃料デブリ（UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3/SUS 及び UO_2-B_2O_3/ZrO_2-Al_2O_3/ZrB_2）の X 線 CT を実施した結果、混合する物質により空隙の形成状況が変化することが分かった。

謝辞

本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務である平成 30 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果である。

*Akihiro Ishimi[1], Kozo Katsuyama[1] and Masayoshi Uno[2]

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

福島第一原子力発電所の燃料デブリ　分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成 (19) 酸化ルテニウムの放出挙動

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants
(19) Release behavior of Ruthenium Oxide

*井上 大志、有田 裕二
福井大学

酸化雰囲気での揮発性が高いルテニウム酸化物について、高温での揮発放出挙動および水中への溶解挙動を測定した。950℃以上の高温で RuO_2 ガスが検出されるがより高温では Ru と酸素に分解する現象も観測された。一方、水中への溶解度は低いが、コロイド状の微粒子液体として拡散していくことも観測された。

キーワード：酸化ルテニウム、放出挙動、揮発性 FP 化合物

1. 研究の背景と目的

福島第一原子力発電所事故では炉心溶融が起こり、燃料デブリが生成された。現在その多くは水中で保持され、核分裂生成物(FP)の溶出が懸念されている。これまでの模擬燃料デブリを用いた FP 溶出・放出試験[1,2]によって、主要な FP 成分では Cs, I の揮発と Sr の水中への溶出が顕著であることがわかった。ただし、$SrZrO_3$ の生成により Sr の溶出抑制の可能性も示された[2]。今回の試験では酸化雰囲気で比較的揮発しやすいとされる Ru 化合物についてその放出・溶出挙動を調べた。

2. 実験概要

試料は粉末状の RuO_2 を用い、クヌッセンセルおよび四重極質量分析装置を用いた真空中での昇温脱離ガス分析を 900℃～1300℃で実施するとともに、水中への溶出試験を 240 時間実施して ICP 分析により確認した。

3. 結果及び考察

昇温時各温度における放出ガスの様子を図 1 に示す。950℃以上の高温での質量スペクトルで RuO_2^+ の質量ピークが観察された。高酸化雰囲気では RuO_4 が生成するとされているが本実験では検出されなかった。今後より高酸素分圧かでの試験が必要と考えられる。一方、水への溶解度が非常に小さいことから溶出はほとんどしないと考えられるが、溶出試験においては 1μm 以下の微粒子が多く観察でき、コロイド状の溶液として流出していくことも想定された。

以上の結果から、Ru は RuO_2 にとして揮発し、構造材等との反応を経て拡散していくことが想定できる。

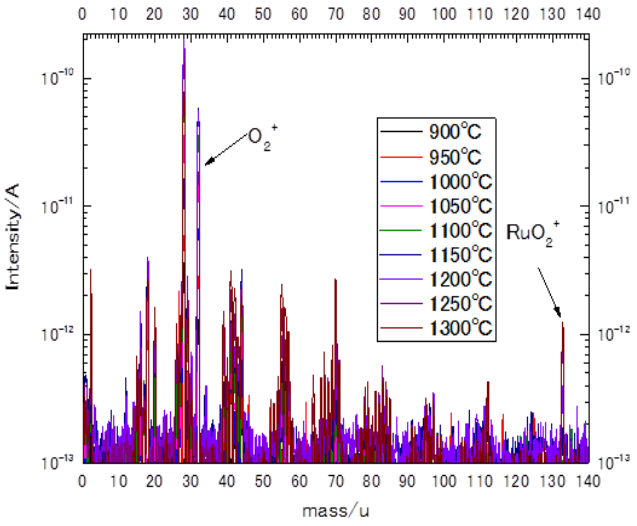


図 1　質量スペクトル測定結果

謝辞
本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として、国立法人 福井大学が実施した平成 27～30 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果を取りまとめたものである。

参考文献

[1] 平等、有田、第 64 回質量分析討論会(2016.5) 3B-02-1640,　[2] 有田他、原子力学会 2017 秋の大会 3J08

* Taishi Inoue, Yuji Arita
University of Fukui

福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成
（20）UO_2(又は CeO_2)-ZrO_2-FeO_{1+x} 混合物の溶融挙動

Research and human resource development for analysis of fuel debris and decommissioning technology of Fukushima Daiichi nuclear power plants

(20) Melting behaviors of UO_2(or CeO_2)-ZrO_2-FeO_{1+x} mixtures

*大和　邦滉，有馬 立身，稲垣 八穂広，出光 一哉

九州大学

CeO_2-ZrO_2-FeO_{1+x} 混合物に対してレーザー加熱を利用した無容器法で融点を推定すると共に、レーザーフラッシュ法（LF 法）により比熱・熱伝導率を評価した。合わせて、分子動力学法（MD 法）により UO_2(or CeO_2)-ZrO_2-FeO_{1+x} 混合物の溶融挙動を評価した。

キーワード：燃料デブリ，レーザー加熱，分子動力学，融点

1. 緒言：過酷事故の事象進展を解析する上で、核燃料・被覆管・構造材から生じる燃料デブリの熱物性は重要である。本研究では、模擬燃料デブリとして、CeO_2-ZrO_2-FeO_{1+x} 固溶体に対して、比熱・熱伝導率評価及び融点測定を実施した。また、MD 法を用いて UO_2(or CeO_2)-ZrO_2-FeO_{1+x} 混合物の溶融挙動を評価した。

2. 比熱・熱伝導率及び融点測定：CeO_2-ZrO_2-FeO_{1+x} 試料に対して LF 法により比熱及び熱拡散率を測定し、熱伝導率を評価した。熱伝導率は温度増加とともに低下し、FeO_{1+x} 添加により特に低温領域で増加した（図 1）。融点は次の手順で評価した。試料を連続レーザーで加熱し、局所的に Nd:YAG パルスレーザーにより大気中にて溶融させた。溶融部の温度を放射温度計で計測し、熱停留点を特定した。熱停留点での放射スペクトルから放射率評価を試みたが、これまでに信頼性のある値は得られていない。そこで、便宜的に積分球で求めた室温の放射率から融点を求めた。状態図と同様に、液相線温度と共晶点温度が確認できた[1]。また、FeO_{1+x} 添加量の増加とともに液相線温度が低下することが分かった。

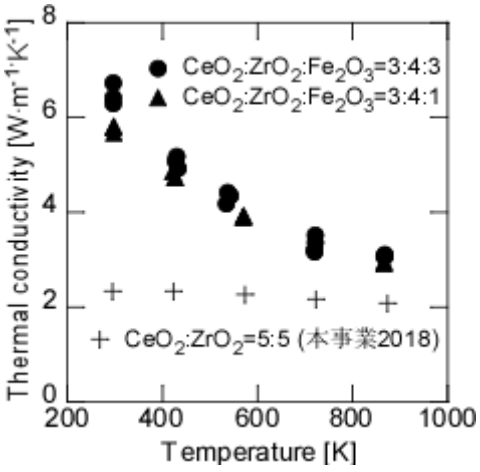


図 1 CeO_2-ZrO_2-Fe_2O_3 の熱伝導率

3. MD 法による融点評価：CeO_2-ZrO_2-FeO_{1+x} 及び UO_2-ZrO_2-FeO_{1+x} 系において、二相共存法（TPS 法）を用いて、融点に与える Fe 酸化物添加の影響を評価した。計算には Pedone 等及び本研究で開発した二体ポテンシャル関数を採用した[2]。UO_2-ZrO_2-FeO_{1+x}、CeO_2-ZrO_2-FeO_{1+x}、及び ZrO_2-FeO_{1+x} 系において、10 mol%の $FeO_{1.5}$ 添加により、いずれの場合でも融点が低下することを確認した。

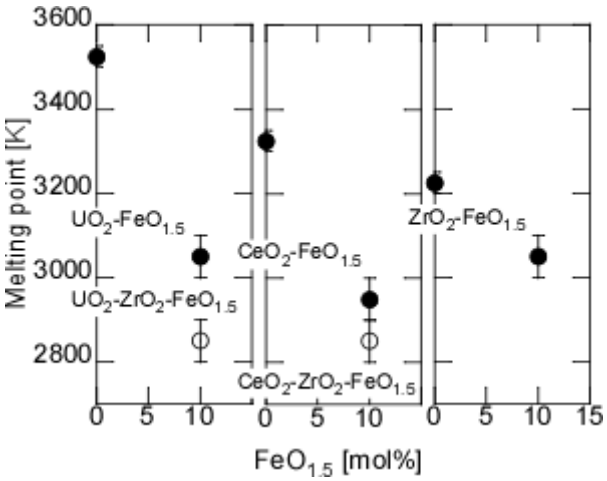


図 2 TPS 法による $FeO_{1.5}$ 添加の融点への影響

*本研究は、文部科学省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として、福井大学から再委託を受けた九州大学が実施した平成 30 年度「福島第一原子力発電所の燃料デブリ分析・廃炉技術に関わる研究・人材育成」の成果を含みます。

参考文献　[1] V.I. Almjashev, et al., J. Nucl. Mater. 400 (2010) 119, [2] A. Pedone, et al., J. Phys. Chem. B110 (2008) 11780.

* Kunihiro Yamato, Tatsumi Arima, Yaohiro Inagaki, Kazuya Idemitsu, Kyushu Univ.

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

Fri. Sep 13, 2019 2:45 PM - 4:25 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room E Common Education Bildg. 2F A23

[3E10-15] Properties of Actual Fuel Debris

Chair:Masayoshi Uno(Univ. of Fukui)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3E10] Analysisi of saamples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP
(1)An aiming to obtain analytical information for fuel debris properities

*Tomozo Koyama[1], Hideki Yoshikawa[1], Hiroyasu Hirano[2], Kimihiko Yano[2], Takeshi Mitsugi[2], tadahiro washiya[2] (1. IRID, 2. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3E11] Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP
(2)Basic framework and application of the sample analysis

*Shinya Mizokami[1], Masato Mizokami[1], Kenichi Ito[1], Ikken Sato[2,3], Masaki Kurata[2,3] (1. TEPCO Holdings, 2. JAEA, 3. IRID)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3E12] Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP
(3)Nuclide analysis of samples collected in PCV interior

*Shinji Sasaki[1,2], Koji Maeda[1,2], Kazuki Morishita[1,2], Takashi Ohnishi[1,2], Ikken Sato[1,2], Masato Mizokami[3], Shinya Mizokami[3] (1. JAEA, 2. IRID, 3. TEPCO HD)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3E13] Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP
(4)Detailed observation on uranium-containing particles

*Akihiro Suzuki[1], Ikken Sato[2,3], Masato Mizokami[3,4], Kenichi Ito[3,4], Shinya Mizokami[3,4] (1. NFD, 2. JAEA, 3. IRID, 4. TEPCO HD)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3E14] Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP
(5)Consideration of generation mechanisms of uranium-containing particles

*Masato Mizokami[1,4], Akihiro Suzuki[2], Ikken Sato[3,4], Masaki Kurata[3,4], Kenichi Ito[1,4], Shinya Mizokami[1,4] (1. TEPCO HD, 2. NFD, 3. JAEA, 4. IRID)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3E15] Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP
(6)Use of analysis results of collected samples toward fuel debris retrieval

Masaki Kurata[1], *Hiroshi Madokoro[1], Keisuke Okumura[1], Ikken Sato[1], Masato Mizokami[2], Kenichi Ito[2], Shinya Mizokami[2] (1. JAEA, 2. TEPCO HD)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析 （1）燃料デブリの性状把握のための分析について

Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP.
(1) An aiming to obtain analytical information for fuel debris properties

*小山智造[1]，吉川英樹[1]，平野弘康[1,2]，矢野公彦[1,2]，三次岳志[1,2]，鷲谷忠博[1,2]
[1]国際廃炉研究開発機構，[2]原子力機構

燃料デブリの取り出しに向けて，デブリ性状の推定が重要である。資源エネルギー庁の補助事業として，燃料デブリの性状把握を目的とした分析技術の開発および分析を実施している。ここでは福島第一原子力発電所 1～3 号機に関して IRID における研究開発プロジェクトについて紹介する。

キーワード：燃料デブリ，性状把握，廃炉，分析

1. 緒言

東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ[1]にしたがい，燃料デブリの取出し準備が進められており、各号機の内部観察等が行われ、炉内堆積物等のサンプリングが検討されている[2]。少量のサンプルから、炉内の状況を少しでも解明することは、非常に重要であり、IRID/JAEA において、炉内調査で用いられた各試験装置の付着物など、微細な試料を用いた分析について検討を行った。

2. IRID における研究開発プロジェクト

IRID の研究開発プロジェクトにおいては、炉内状況把握プロジェクト（2017 年度で終了）および燃料デブリ性状把握プロジェクトにて、1F 炉内から採取された微細な試料について主に分析を実施し、炉内状況の推定や燃料デブリの性状推定に向けてデータを取得している。また、1F サイト内で発生した瓦礫等について固体廃棄物処理処分プロジェクトにおいても、一部同様の分析を行い、廃棄物の性状評価に役立てている[3]。現在までに表の主な試料に対して分析を行っている。

試料の採取位置と分析内容

		1号機			2号機						3号機
		PCV内		PCV外	PCV内			PCV外			PCV内
分析施設	測定項目	D/W泥状サンプル	D/W堆積物サンプル	エアロック室サンプル	CRD交換レール領域調査時付着物サンプル	ペデスタル内調査時付着物サンプル	PCV内調査時付着物サンプル	TIP付着サンプル	オペフロ養生シート	オペフロ側壁コンクリート及び周辺スミアサンプル	ペデスタル内調査時付着物サンプル
JAEA	イメージプレート	●	○	●	●	●	○	●	●	●	●
	FE-SEM(全体像)	●	○	●	●	●	○	●	●	●	●
	α核種分析	●	○	●	●		○	●	●		●
	γ核種分析	●	○	●	●		○	●	●		●
	ICP-MS(硝酸溶液)	●		●	●			●	●		●
	ICP-MS(アルカリ融解)		○				○				
NFD**	FE-SEM（U含有粒子）	●	○			●	○		●		●
	TEM-EDS（FIB調整***後）	●	○			●	○		●		●
	ICP-MS(王水他)		○				○				

○：分析検討中　　●：分析中又は終了

参考文献

[1] 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議，「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」平成 29 年 9 月 26 日

[2] 東京電力，「原子炉格納容器内部調査，サンプリング及び分析の検討状況について」，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 56 回）資料 3-3, 2018 年 7 月 26 日

[3] 東京電力，「廃棄物試料の分析結果」，廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 65 回）資料 3-4, 2019 年 4 月 25 日

*Tomozo Koyama[1], Hideki Yoshikawa[1], Hiroyasu Hirano[1,2], Takeshi Mitsugi[1,2] and Tadahiro Washiya[1,2]　[1]IRID, [2]JAEA

本報告は、経済産業省による補助事業「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」、「廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握・分析技術の開発）」の研究成果の一部を含む。

福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析 （2）試料分析の実施枠組みとその成果の活用

Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP
(2) Basic framework and application of the sample analysis

*溝上 伸也[1,3]，溝上 暢人[1,3]，伊東 賢一[1,3]，佐藤 一憲[2,3]，倉田 正輝[2,3]
[1]東電 HD，[2]JAEA，[3]IRID

2018 年度までに実施したエネ庁補助事業「総合的な炉内状況把握の高度化」および「燃料デブリの性状把握・分析技術の開発」プロジェクトにおいて得られた福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析について、その枠組みと廃炉への活用について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，ウラン含有粒子

1. 緒言

福島第一原子力発電所では、2016 年以降、廃炉の取り組みの進捗に伴い 1～3 号機の格納容器内の調査が進んでおり、その副産物として格納容器内の試料が取得されている。現時点では、燃料デブリ本体については、試料が取得されていないものの、格納容器内から取得した試料を分析することで燃料デブリに関連する情報を取得できる可能性があることから、2016 年より、エネ庁補助事業「総合的な炉内状況把握の高度化」において、2018 年は、同「燃料デブリの性状把握・分析技術の開発」において、2019 年以降も、「燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発」において、分析・評価が進められている。

2. 試料分析の実施枠組みとその成果の活用

2-1. 試料分析の実施枠組み

試料分析は、JAEA および NFD のホットラボにて実施されているが、両施設のそれぞれの強みを活かして分析を実施できるよう分析項目を効率的に分担して実施する枠組みとしている。また、輸送および分析結果の評価については、補助事業者の JAEA だけでなく、東京電力等の関係者が協働してあたっている。

2-2. 成果の活用

格納容器内の試料は、量が非常に限定的であり、燃料デブリそのものではないため、燃料デブリに対する代表性を基本的には持っていない。しかしながら、試料がウランを含む（ウラン含有粒子の形状であることが一般的）場合、そのウランは炉内に装荷されていた燃料起因のものであると推定されることから、直接的、間接的に燃料デブリの情報を持っていると考えられる。したがって、このような微小な試料から得られる情報を、冷却速度が異なる、蒸発過程を経た場合には蒸気圧の相違の影響を受ける、表面積が大きく経年変化の影響が大きい可能性がある、等の限界を理解したうえで、活用していくことが重要である。

3. 結論

燃料デブリの試料が入手できない現状において、燃料デブリに関連する情報を持つと期待できる格納容器内試料の分析を進めている。この分析により、燃料デブリに関する理解が進むと考えられる。また、ここでのウラン含有粒子の分析経験の蓄積が、将来のデブリ分析へも活用されることが期待できる。

—謝辞—

本研究は、経済産業省「平成 28 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握・分析技術の開発）」の研究の一部を含む。

---

*Shinya Mizokami[1,3], Masato Mizokami[1,3], Kenichi Ito[1,3], Ikken Sato[2,3], Masaki Kurata[2,3]
[1]TEPCO HD, [2]JAEA, [3]IRID

福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析
(3)格納容器内等で採取された試料の核種分析

Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP

(3)Nuclide analysis of samples collected in PCV interior

*佐々木　新治[1,2]，前田　宏治[1,2]，森下　一喜[1,2]，大西　貴士[1,2]，
佐藤　一憲[1,2]，溝上　暢人[2,3]，溝上　伸也[2,3]

[1]原子力機構，[2] IRID、[3]東電 HD

燃料デブリの性状把握の一環として、格納容器内等で採取された試料の特性把握のため、SEM-WDS での元素分析、放射線分析及び化学分析を実施した。測定結果から、号機による傾向の違いが確認された。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、元素分析、α 線核種分析、γ 線核種分析、ICP 質量分析

1. 緒言

東京電力（株）福島第一原子力発電所（1F）内の燃料デブリを安全に効率よく回収するためには、燃料デブリの特性や各号機における特性の相違を理解し、適切な取扱方法等に反映する必要がある。本報告では、ペデスタル移行燃料デブリの特性と、その号機間の相違に関わる情報取得のため、2 号機制御棒交換レール領域アクセス時付着物サンプル、3 号機ペデスタル領域調査時付着物サンプルについて SEM-WDS での元素分析、放射線分析及び化学分析を行い、特性の把握を行った。

2. 試験内容

各試料は、福島第一原子力発電所から JAEA 大洗研究所 FMF に輸送して試料調製を行った後、一部を分取して元素分析機能を有する電界放射走査型電子顕微鏡（FE-SEM/WDS）にて表面観察、WDS による元素分析を行った。また、別の一部を大洗研究所 AGF にて溶解させた後、放射線分析、ICP-MS による分析を行った。

3. 試験結果

図 1 に 2 号機制御棒交換レール領域アクセス時付着物サンプル、図 2 に 3 号機ペデスタル領域調査時付着物サンプルの U 含有粒子の WDS による元素分析の結果を示す。どちらの試料にも付着している U とその近傍で、Zr 等の被覆管由来元素、Fe 等の構造材由来元素が検出されたが、号機により強度の違いが見られた。また、溶解させた試料では、γ 線測定により Co-60、Cs-134、Cs-137、Eu-154 が確認された。α 線測定では、3 号機ペデスタル領域調査時付着物サンプルで Pu と Cm が検出された。ICP-MS 分析では、どちらの試料においても遮蔽体成分として Pb、海水成分として Na や Ca 等、炉内構造材成分として Fe や Cr 等、燃料成分として U 及び FP と推測される Nd 等が検出された。Mo に関しては天然同位体組成及び核分裂生成物の同位体組成と異なるものであった。2 号機制御棒交換レール領域アクセス時付着物サンプルからは、Ni、Co が多く検出され、3 号機ペデスタル領域調査時付着物サンプルからは、Ni、Ba、Zn 及びランタノイド元素が多く検出された。

4. 結言

SEM-WDS での元素分析、放射線分析及び化学分析を行った結果、2 号機と 3 号機の試料では U 含有粒子に付随する元素や付着物に相違があることが確認された。他の号機のサンプルにおいても詳細なデータを取得する予定である。

-謝辞-本研究は経済産業省「平成 28 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業補助金(燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発)」の研究の一環として実施した。

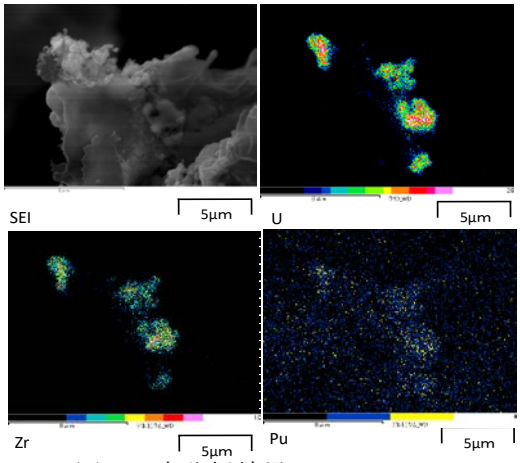


図 1 元素分析結果
（2 号機制御棒交換レール領域
アクセス時付着物サンプル）

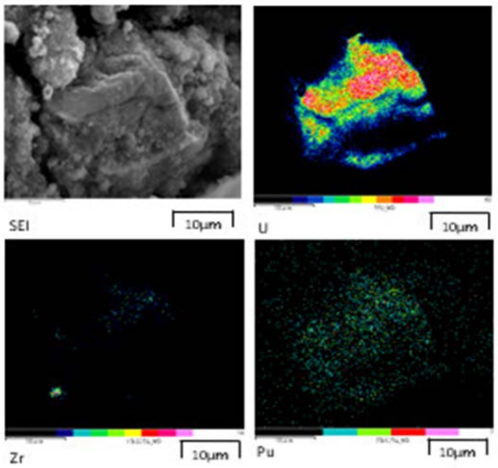


図 2 元素分析結果
（3 号機ペデスタル領域
調査時付着物サンプル）

*Shinji Sasaki[1,2], Koji Maeda[1,2] , Kazuki Morishita[1,2], Takashi Ohnishi[1,2], Ikken Sato[1,2], Masato Mizokami[3], Shinya Mizokami[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning,[3] Tokyo Electric Power Company Holdings, lnc

福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析
（4）ウラン含有粒子に着目した詳細分析

Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP

(4) Detailed observation on uranium-containing particles

*鈴木 晶大[1]，佐藤 一憲[2,3]，溝上 暢人[3,4]，伊東 賢一[3,4]，溝上 伸也[3,4]

[1]NFD，[2]JAEA，[3]IRID，[4]東電 HD

福島第一原子力発電所の格納容器から採取したサンプル中に、Zr や Fe を含んだμm オーダーの U 含有粒子が存在していた。ウラン含有粒子の TEM による組成分析を進めたところ、c-$(U,Zr)O_2$、t-$(Zr,U)O_2$，α-Zr(O), UO_2 等の相が単独相もしくは複数相を成すさまざまな粒子が見られた。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、ウラン含有粒子、SEM-EDS、TEM-EDS

1. 1F 汚染物サンプルの SEM-EDS 分析

福島第一原子力発電所から採取した 4 つの汚染物サンプル、

A : 1 号機 PCV 底部堆積物の付着したウェス、

B : 2 号機 PCV 内部調査装置カメラ部付着物スミア、

C : 2 号機原子炉建屋オペレーティングフロア養生シート片、

D : 3 号機 PCV 内部調査装置水中 ROV 付着物スミア

の表面の SEM-EDS 分析を行ったところ、鉄さびやその他の構造物由来成分のほか、U や Zr 元素が観察された。いずれのサンプルにおいても U 元素は局所的にのみ観察（図 1）され、Zr や Fe を含んだμm オーダーの U 含有粒子として存在していた。

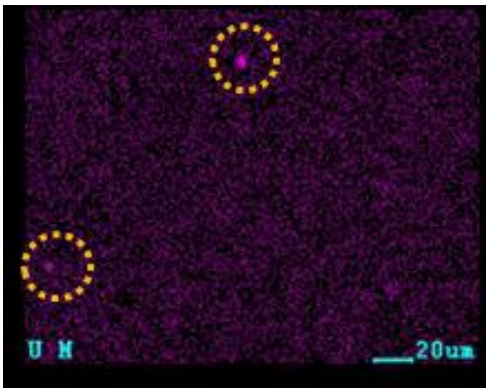


図 1　サンプル B 表面の U 元素の分布

2. U 含有粒子の TEM 分析

U 含有粒子中心付近の SEM-EDS 点分析（粒子内及びその近傍元素の情報を含む）による U:Zr:Fe 比の違いを大まかな目安とし、詳細分析によって多くの相を観察できるよう U 含有粒子を選定して、それらの粒子の断面の TEM 観察を行った。サンプル D のうち SEM-EDS 点分析で Zr 比が高かった U 含有粒子についての TEM(BSE)像を例として図 2 に示す。各位置の元素比及び電子回折によって結晶相を定めたところ、この粒子はα-Zr(O)と c-$(U,Zr)O_2$ の 2 相が複雑に絡み合った粒子であり、α-Zr(O)部分は緻密であるのに対して、c-$(U,Zr)O_2$ の大部分は微細な亀裂が発生していることがわかった。4 つのサンプルに含まれる U 含有粒子 18 個の TEM 観察により、現在、c-$(U,Zr)O_2$、t-$(Zr,U)O_2$，α-Zr(O), UO_2 等の相が見つかっており、U 含有粒子はこれらが単独相もしくは複数相を成したものであった。今後、これら粒子の成り立ちについて確認を進め形成温度や環境等について知見を得る必要がある。

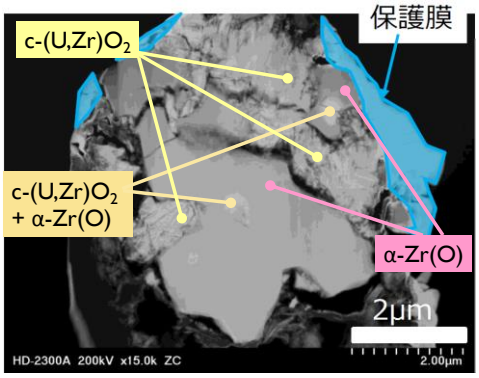


図 2　サンプル D 中の U 含有粒子の断面の TEM(BSE)像

—謝辞—

本研究は、経済産業省「平成 28 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握・分析技術の開発）」の研究の一部を含みます。

* Akihiro Suzuki[1], Ikken Sato[2,3], Masato Mizokami[3,4], Kenichi Ito[3,4], Shinya Mizokami[3,4]

[1]NFD, [2]JAEA, [3]IRID, [4]TEPCO HD

福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析
（5）ウラン含有微粒子の生成メカニズムの考察

Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP

(5) Consideration of generation mechanisms of uranium-containing particles

*溝上 暢人[1,4]，鈴木 晶大[2]，佐藤 一憲[3,4]，倉田 正輝[3,4]，伊東 賢一[1,4]，溝上 伸也[1,4]

[1]東電 HD，[2]NFD，[3]JAEA，[4]IRID

福島第一原子力発電所の格納容器から採取したサンプルに対する TEM 分析で観察されたウラン含有粒子は、それぞれ異なった性状を持っている。この組織・組成から粒子の生成メカニズムを推定することを試みた。その結果、炉心溶融物から派生した可能性がある粒子や蒸発凝縮過程を経由した可能性がある粒子があることがわかった。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、ウラン含有粒子、TEM-EDS

1. 緒言

廃炉の取り組みに伴い、1～3 号機の格納容器内等では、U 含有粒子を含むサンプルが取得されている。採取した U 含有粒子は燃料デブリそのものではないが、燃料デブリ本体に関する情報を引き出すことができる可能性があることから分析を進めている。これまでに U 含有粒子、十数点に対し TEM 分析を実施し外観や組成の情報を取得してきたことから、これら粒子の生成メカニズムの推定を試みた。

2. TEM 分析で確認された粒子

2-1. 炉心溶融物から派生した可能性がある粒子

一部の粒子はその外観や Zr 濃度から、燃料構成元素である U、Zr、構造材の Fe などが事故時の高温で溶融し生成した炉心溶融物から派生したと見られる粒子であった。例として、2 号機内部調査装置から採取したスミア上に検出された、$(Zr_{0.64}, U_{0.36})O_2$ 程度の均一な組成を持つ粒子を図 1 に示す。

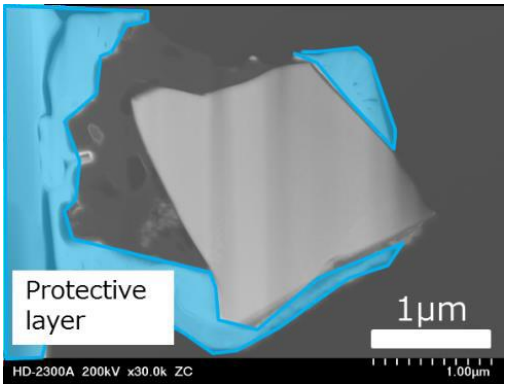


図 1　2 号機内部調査装置から採取したスミア上の粒子

2-2. 蒸発凝縮過程を経た可能性がある粒子

また、蒸発凝縮過程を経て生成した可能性がある粒子が確認された。2 号機原子炉建屋最上階で取得したサンプル上から検出された U 含有粒子は、直径約 100nm の粒子が凝集した 2 次粒子のように見える（図 2）。球形に近い形状や、Zr（難揮発性）を少量しか含まない特徴は蒸発凝縮過程を経た可能性を示す。

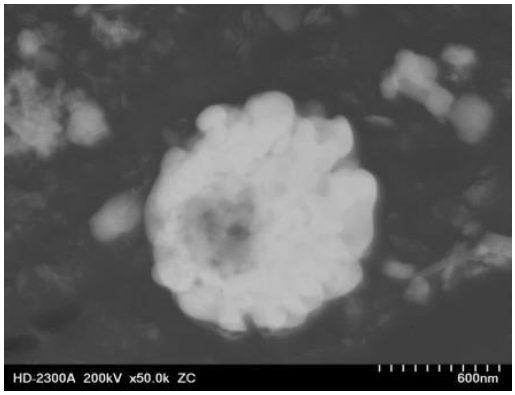


図 2　2 号機原子炉建屋最上階のサンプル上の粒子

3. 結論

微粒子分析の結果、格納容器内などから採取されたサンプルからは、炉心溶融物から派生したとみられる粒子や、蒸発過程を経たとみられる粒子が存在することがわかった。

—謝辞—

本研究は、経済産業省「平成 28 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握・分析技術の開発）」の研究の一部を含む。

---

*Masato Mizokami[1,4], Akihiro Suzuki[2], Ikken Sato[3,4], Masaki Kurata[3,4], Kenichi Ito[1,4], Shinya Mizokami[1,4]

[1]TEPCO HD, [2]NFD, [3]JAEA, [4]IRID

福島第一原子力発電所の原子炉格納容器内等で採取された試料の分析 (6) 燃料デブリ取出しに向けた分析結果の活用方法

Analysis of samples collected in PCV interior of Fukushima Daiichi NPP
(6) Use of analysis results of collected samples toward fuel debris retrieval

倉田 正輝[1], *間所 寛[1], 奥村 啓介[1], 佐藤 一憲[1], 溝上 暢人[2], 伊東 賢一[2], 溝上 伸也[2]
[1]日本原子力研究開発機構, [2]東京電力 HD

福島第一原子力発電所（1F）からの燃料デブリ取出し工程の設計や取出し作業の安全な進捗に向けて、燃料デブリやその他の堆積物や破損物等の分析にニーズを有している課題を抽出し、課題解決に必要となる特性や事象に分解しとりまとめた。抽出した特性や事象について、それらの評価のために必要となる分析手法と取得できる知見について検討を行った。さらに、サンプル分析で得られる限定的なデータを用いて、燃料デブリの広い領域の評価につなげられるかについて予備的に検討した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故、デブリ取り出し、試料分析、試料の代表性、デブリの非均質性

1. 背景

1F の廃炉作業において、燃料デブリの取り出しは、最難関の工程である。この作業を安全かつ確実に進めるためには、現場の状況（燃料デブリの特性や堆積状態、核分裂生成物（FP）・線量率の分布や付着・凝集状態、構造材の破損や腐食状態、等）を明らかにし、燃料デブリ取出し工法の設計や工程管理、さらに、取出した燃料デブリの貯蔵・保管から処理・処分に至る工程を確立する必要がある。内部調査や取得できるサンプル数には限りがあると想定されることから、現実的な方法として、取得されるサンプルの分析結果を活用し、燃料デブリ、FP、構造物の状態を評価するための研究戦略を立案した。

2. 燃料デブリ取出し工程の設計・取出し作業の安全な進捗に向けた分析ニーズの抽出と分析方法の検討

まず、燃料デブリの安全確実な取出しに向けニーズを有している課題（再臨界性評価、切断時 α ダスト・Pu・Am・残留 FP、取り扱い安全性・作業性、冷却対策等）を抽出し、課題解決に必要となる特性や事象（燃焼度、U 同位体比、金属 Zr の残留と分布、Pu 析出程度、等）に分解した。次に、それらの評価のために必要な分析方法を検討した。その一部を表 1 に示す。

表 1　分析ニーズの抽出と分析方法の検討

検討項目	課題・ニーズ	分析対象項目	試料平均の情報	試料構成相の情報
再臨界性評価	核特性・中性子毒物	● U 濃度 ● U と Pu の同位体比 ● Gd の対 U 比 ● 構造材、中性子吸収材の対 U 比	化学分析（ICP-MS など）・物理分析（SEM/EDX や SEM/WDX での面分析（領域分析）等）を併用）	本検討項目では、メゾスケールでの均質性評価は必要ない。事故進展解析と併用して、取得試料から対象とする領域全体の特性評価を行うためには必要。
	燃焼度	● Nd の対 U 比		
	かさ密度	● かさ密度		

デブリ分析においては、取得するサンプルの代表性とデブリの非均質性の評価が重要である。また、限られた分析結果からデブリ全体の特性を評価する必要がある一方で、一回のサンプリングで取得されるサンプル重量は kg 規模と考えられ、試料分析の観点では、これを全量分析してサンプルの平均値とばらつきのデータを取得することは現実的でない。この分析ニーズと実際の分析手法との間の乖離を埋めることが必要であり、ng から μg 規模での分析の積み上げで、kg 規模のサンプルの平均的な特徴を評価し、次に、その特徴のデブリ全体の中での分布とばらつきを評価する、という二段階での分析・評価法を検討した。

Masaki Kurata[1], *Hiroshi Madokoro[1], Keisuke Okumura[1], Ikken Sato[1], Masato Mizokami[2], Kenichi Ito[2], Shinya Mizokami[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. (TEPCO HD)

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

Fri. Sep 13, 2019 9:45 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 12:45 AM - 1:50 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[3F01-04] Scrubbing and Aerosol

Chair:Tomonori IHARA(TUMSAT)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3F01] Transition of bubble diameter and decontamination effect in gas-liquid two-phase flow during pool scrubbing

*Yuki Nakamura[1], Kota Fujiwara[1], Kohei Yoshida[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. Univ. of Tsukuba)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3F02] Aerosol Decontamination Behavior from a Single Bubble during Pool Scrubbing

*Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Kohei Yoshida[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3F03] Development of the Evaluation Method for the Aerosol Particle Deposition Amounts in the Containment Vessel and the Reactor Building

(7)Observation of Aerosol Particle Behavior in Narrow Channel

*Shinichiro Uesawa[1], Naoya Miyahara[1], Naoki Horiguchi[1], Hiroyuki Yoshida[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3F04] The Influence of Gas Species on Gas-Liquid Two-Phase Flow

(2)Single-Bubble Behaviours of Helium Gas and Nitrogen Gas

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1], Satoshi Nishimura[1], Yoshihisa Nishi[1] (1. CRIEPI)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

プールスクラビングにおける気液二相流中の気泡径変化と除染効果

Transition of bubble diameter and decontamination effect in gas-liquid two-phase flow during pool scrubbing

*中村 優樹[1]，藤原 広太[1]，吉田 滉平[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学

プールスクラビング効果によるエアロゾルの除染メカニズムを解明する上で重要となる気液二相流中の気泡に着目し，高さ方向にワイヤメッシュセンサ（WMS）による気泡径計測を行った．取得した気泡径分布に対し混合ガウスモデル（GMM）を用いた詳細分析を行った．各パラメータによる高さ方向での気泡径変化を調べ除染効果との相関関係を考察した．

キーワード：プールスクラビング，除染係数，ワイヤメッシュセンサ，気泡径，蒸気凝縮

1. 緒言

原発事故時に発生する汚染ガスを除染するプールスクラビング効果に関するメカニズム解明が求められている．本研究では気相噴流が上昇とともに微細な気泡群へと分裂する過程における気泡径の変化を計測する．蒸気混合の有無や蒸気と非凝縮性ガスの割合による影響を調べることで除染効果との関連を明らかにすることを目的とする．

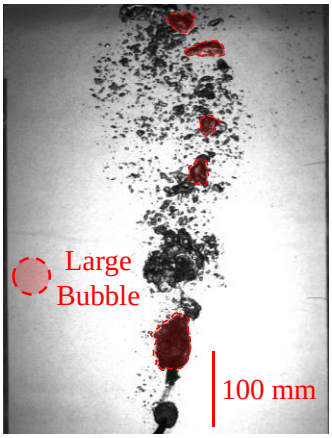


Fig. 1 気相噴流中の大気泡

2. 実験手法

実験装置は縦横 500 mm，高さ 3000 mm の試験水槽および水槽底部から 2000 mm の位置に固定された WMS からなり，ノズル（内径 10 mm）から噴射された気相噴流に対して高さ方向に WMS による計測を行った．計測した気泡径データに対して GMM を用いた統計的処理を行った．

3. 結果

Fig. 1 に示すように気相噴流中には微細な気泡だけでなく，分裂していない比較的大きな気泡が残留している．微細化した小気泡および残留する大気泡においてはそれぞれ異なるエアロゾルの除去現象が想定される．そこで気泡径データを GMM により小気泡成分と大気泡成分とに統計的に分類した．各条件における気泡成分別の体積平均気泡径を高さ方向で算出した結果を Fig. 2 に示す．小気泡成分の平均径は上昇するとともにおよそ同じ大きさに収束した．一方で，大気泡成分の平均径は各条件間でばらつきがみられ，上昇後もある程度の大きさが維持された．既存の除染係数（DF）計測研究から DF が蒸気凝縮の有無や流入ガスの蒸気分率等に依存することが確認されており，本研究ではこれらの条件間で特に大気泡成分の平均径に違いが確認され，除染効果への影響が示唆された．

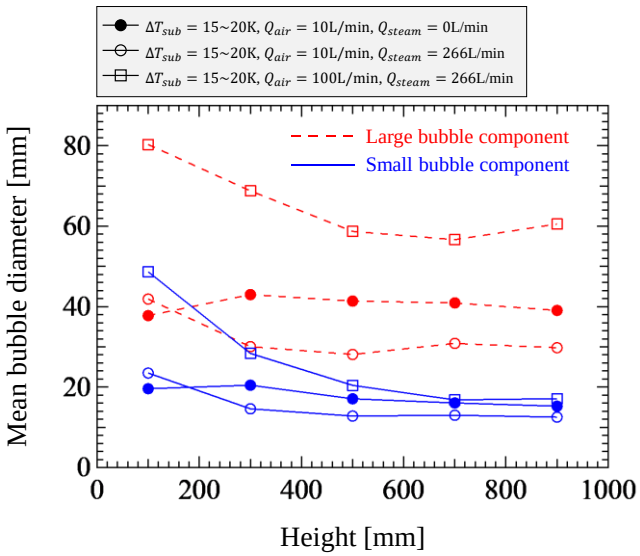


Fig. 2 成分別体積平均気泡径の推移

謝辞

本研究は平成 31 年度原子力施設等防災対策委託費（スクラビング効果個別試験）事業の一部として実施されたものである．

*Yuki Nakamura[1], Kota Fujiwara[1], Kohei Yoshida[1], Akiko Kaneko[1], and Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba

プールスクラビング時の単一気泡におけるエアロゾル除去挙動

Aerosol Decontamination Behavior from a Single Bubble during Pool Scrubbing

*藤原 広太[1]，中村 優樹[1]，吉田 滉平[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学

抄録　プールスクラビング時における微粒子除去挙動を評価するため，エアロゾルを含む気泡画像の撮影，および三次元再構成により気泡形状の評価を行った．従来の二次元計測の結果と比べて MELCOR との気泡形状の差が拡大する傾向が得られた．

キーワード：プールスクラビング，エアロゾル，画像処理

1. 緒言　原子力発電所のシビアアクシデントにおいてプールスクラビングによる微粒子除去量の評価が重要な課題である．プールスクラビングによる微粒子除去量を広範な条件で取り扱うためには機構論的モデルの構築が必須であるが，現状のモデルは不確かな点が多い．そこで，本研究においてはプールスクラビングの素過程として単一気泡における微粒子除去現象の評価を行う．

2. 実験・画像処理　本研究においては微粒子を含む気泡を射出し，微粒子を含む気泡形状の評価を行った．気泡はバックライト法を用いて二方向から撮影し，Y. Bian ら[1]による気泡形状の三次元再構成手法を改良することで気泡を 3D の回転楕円体として評価した．Fig. 1 に気泡形状の再構成結果を示す．

3. 結論　Fig. 2 にエアロゾルを含まない条件において気泡形状を評価した結果を示す．気泡の変形が小さいノズル直後においては従来の 2D 計測の結果とほぼ同じ形状であるが，より上昇した領域において 3D 計測の結果が明らかに大きい値をとる．Fig. 3 に画像処理を CsI 条件と粒子なしの条件で各高さに適用した結果を示す．特に粒子なしの条件においては 2D と 3D 処理の比較で顕著にアスペクト比が上昇するものの，CsI 条件においては結果に大きな誤差がみられなかった．画像処理結果から，CsI 条件においては気泡運動の水平回転成分を無視できることが示された．

謝辞　本研究は，平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費(スクラビング個別効果試験)事業の一環として行った．

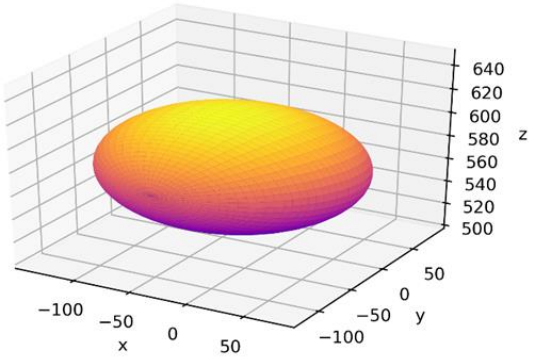


Figure 1　気泡の三次元再構成結果

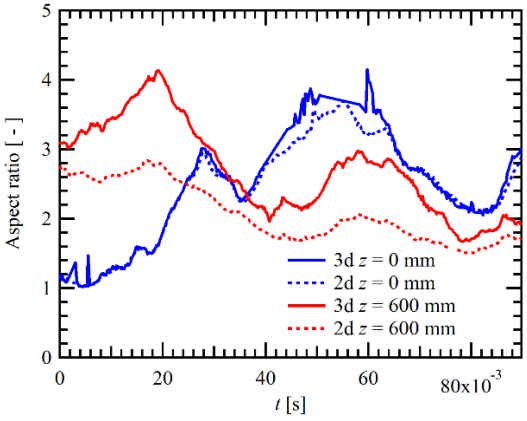


Figure 2　気泡形状の時系列変化

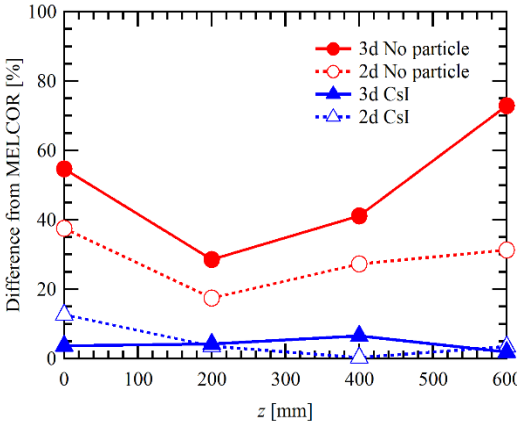


Figure 3　実験値と MELCOR の差

参考文献

[1] Y. Bian, F. Dong, W. Zhang, H. Wang, C. Tan, and Z. Zhang, “3D reconstruction of single rising bubble in water using digital image processing and characteristic matrix,” in Particuology, 2013, vol. 11, no. 2, pp. 170–183.

*Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Kohei Yoshida[1], Akiko Kaneko[1] and Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba

格納容器及び原子炉建屋内におけるエアロゾル粒子沈着量評価手法の開発
（7）狭隘流路におけるエアロゾル粒子挙動の可視化計測

Development of the Evaluation Method for the Aerosol Particle Deposition Amounts in the Containment Vessel and the Reactor Building
(7) Observation of Aerosol Particle Behavior in Narrow Channel

*上澤 伸一郎[1]，宮原 直哉[1]，堀口 直樹[1]，吉田 啓之[1]，逢坂 正彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

軽水炉事故時の格納容器及び原子炉建屋内エアロゾル粒子沈着量評価手法の開発の一環として、狭隘流路における粒子挙動可視化試験装置を製作し、予備試験として狭隘流路内の流速分布を PIV で計測した。

キーワード：エアロゾル，微粒子，沈着，狭隘流路，可視化計測

1. 緒言

原子力機構では、格納容器及び原子炉建屋内のエアロゾル粒子沈着量を詳細に予測するため、建屋内構造物を再現した解析体系における CFD 解析手法を開発している。本手法では、基本的に高空間解像度が要求される壁近傍や狭隘部等に対して、低空間解像度での粒子沈着挙動等の判定を可能とするため、実験で得られた知見に基づいた判定式及び DF（捕集係数）評価式を開発し導入する。本報では、エルボを持つ狭隘流路の DF 評価式を開発するために構築した、狭隘流路内エアロゾル粒子挙動可視化試験装置の概要及び PIV による狭隘流路内の流速分布計測結果を報告する。

2. 試験装置及び予備試験結果

本装置は、エアロゾル発生装置、狭隘流路テスト部、差圧計及び高速度ビデオカメラで構成されている。図 1 に示す狭隘流路は奥行き 100 mm であり、3D プリンタにより透明樹脂で製作した。予備試験として、狭隘流路上部よりシートレーザーを照射し、図 1 の紙面方向から高速度ビデオカメラでトレーサー（オイルミスト）を撮影することにより、狭隘部の流速分布を取得した。

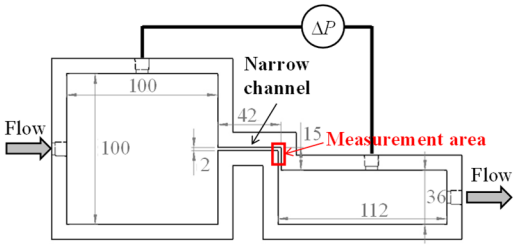


図 1　狭隘流路テスト部

図 2 は、差圧 1Pa 及び 10 Pa のときの準定常時の流速分布である。1 Pa では上流から下流にかけて比較的一様であるが、10 Pa では、ブロック矢印で示すように、エルボ外周側での渦や、エルボ内周側及びその下流での逆流領域の形成されており、狭隘流路入口出口の差圧の違いにより、流速分布は定性的にも異なる。今後、エアロゾル粒子の直接観察[1]も実施して、狭隘流路における粒子の挙動を明らかにし、DF 評価式の開発を進める。

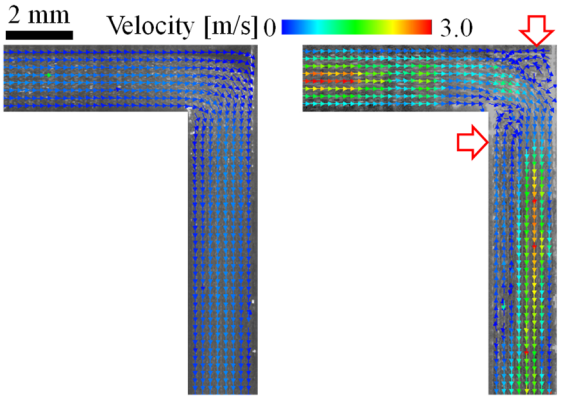


図 2　1 Pa（左）と 10 Pa（右）における流速分布

参考文献

[1] 上澤ら，原子力学会 2018 年秋の大会，2I06

* Shinichiro Uesawa[1], Naoya Miyahara[1], Naoki Horiguchi[1], Hiroyuki Yoshida[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ガス種の気液二相流動への影響
（2）ヘリウムガスと窒素ガスの単一気泡挙動

The Influence of Gas Species on Gas-Liquid Two-Phase Flow
(2) Single-Bubble Behaviours of Helium Gas and Nitrogen Gas

*斎藤　海希[1]，金井　大造[1]，西村　聡[1]，西　義久[1]
[1]電力中央研究所

プールスクラビングによる、核分裂生成物除去効果を評価する上で、流動を詳細に把握する必要がある。特に気泡径が重要であり、プールスクラビングにおける気泡径は、ノズル直径、流入流速、ウェーバー数等の無次元数を用いてモデル化されている。本研究では、ガス組成（密度）に着目し、等圧条件におけるガス密度の差の流動への影響評価を進めている。本報では、気泡間の相互作用が小さい単純体系におけるガス組成の流動影響評価システムの構築について報告する。

キーワード：プールスクラビング，二相流動，ガス組成，多視点観測

1. 緒言

本研究では、原子炉過酷事故時の核分裂生成物（FP）放出量の予測精度向上を目的とし、プールスクラビングによる FP 除去効果に関する研究を進めている。これまで、試験部内径 500 mm、常温常圧、気相見かけ流速約 0.02~0.07 m/s の条件においてガス組成が気液二相流動に影響を及ぼすことを確認した[1]。この原因として、ガス組成が変化すると、気泡の形状や合体・分裂に影響する表面張力が変化すると考え、気泡間の干渉が少ない体系において単一気泡の形状・流動から表面張力等の諸量を詳細評価することが可能なシステムを構築した。

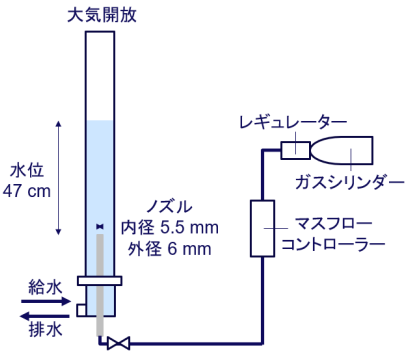


図 1　試験装置概略図

2. 気泡挙動計測システム

本システムの概要を以下に示す。試験部は、矩形（内寸 50 mm ×50 mm）、高さ約 2 m、材質は透明アクリル樹脂とした。供給ガスは窒素、ヘリウムもしくはこれらの混合とし、流量を 1～20 mL/min の範囲で変化させ、試験部下部の単一ノズル（内径 5.5 mm）から供給する（図１）。また、複数台のカメラを試験体周囲に配置し、これらのカメラにより取得した多視点画像から、気泡の詳細情報（形状・速度）を取得可能である（図２）。

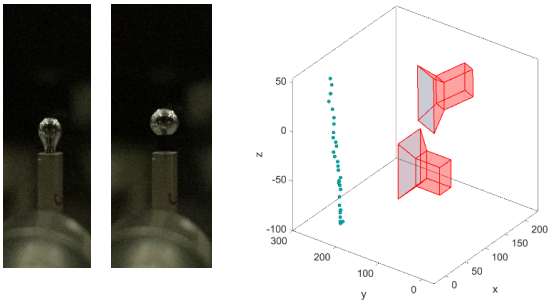


図 2　気泡入口撮影例（左）、ステレオ撮影による気泡上昇軌道計測例（右）

3.今後の展開

詳細評価によるメカニズム解明と実体系での流動実験を進め、ガス組成の流動への影響をモデル化する。

参考文献

[1] 斎藤他，ガス種の気液二相流動への影響（1）ヘリウムガスと窒素ガスにおけるボイド挙動の比較，日本原子力学会 2019 年春の年会, 3I04

---

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1], Satoshi Nishimura[1], Yoshihisa Nishi[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

Fri. Sep 13, 2019 10:50 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[3F05-08] Fukushima Daiichi Accident

Chair:Chiaki Kino(IAE)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3F05] Estimation of plant condition of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2)Analysis of measured values of released radionuclide into atmosphere

*Masashi himi Himi[1], Naotoshi Tominaga[1], Koichi Nakamura[2] (1. AdvanceSoft Co., 2. CRIEPI)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3F06] Estimation of plant condition of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3)Estimation of Core Damage Process

*Naotoshi Tominaga[1], Masashi Himi[1], Koichi Nakamura[2] (1. Advancesoft, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3F07] Inverse analysis of steam and hydrogen generation history of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant unit 3

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

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3F08] Fukushima-Daiichi Plant Data Analysis Focusing on Core Material Relocation to Pedestal

Estimation of core-material-relocation behavior to pedestal based on availabe data such as pressure, water level and radiation dose rate measurements

*IKKEN SATO[1], Shinji Yoshikawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

福島第一原子力発電所のプラント状態の推測
(2) 雰囲気への放出放射性核種の測定値の分析

Estimation of plant condition of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2) Analysis of measured values of released radionuclide into atmosphere

*氷見 正司[1]，冨永 直利[1]，中村 康一[2]

[1]アドバンスソフト，[2]電中研

福島第一原子力発電所 1～3 号機のシビアアクシデントによる FP 放出測定値を分析して、炉心損傷状態を推測する。

キーワード：福島事故，1～3 号機，シビアアクシデント，炉心損傷，放射性核種，Cs-137，I-131，Te-132

1. 目的　2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災により福島第一原子力発電所 1～3 号機は、炉心溶融を伴なうシビアアクシデントを経験した。事故の状況を把握するための分析作業が実施されている[1]。放射性核種は事故時の炉心損傷状態を反映して放出されたので、事故後の放射性核種の測定値を分析すれば、炉心損傷の状態を推測することができると考える[2]。

2. 分析　放射性核種の浮遊濃度測定値[3]について、放射性核種の崩壊による減衰を地震発生による炉停止時の値に換算、特定の放射性核種でなく内蔵量比から放出元素の全量に換算、高揮発性元素 Cs, I, Te の和に対する比に換算した。数値は、燃料から環境へ放出されるまでのプラント状況を反映したものであり、Cs と I の放出量の違いから化学形態を、Mo と Ba の放出量の違いから燃料の酸化割合を推測した（図 1）。また、高揮発性元素の浮遊量絶対量から燃料温度を推測した。また、モニタリングカーによる線量率測定値[4]でデータ不足を補った。燃料温度を崩壊熱・注水による冷却・輻射による放熱から模擬すると、注水量に応じて燃料温度が変化することがわかり、さらに、線量率の上昇のタイミングは燃料温度の上昇に対応することがわかった（図 2）。以上の分析から 1～3 号機の炉心損傷における FP 放出挙動を推測する。

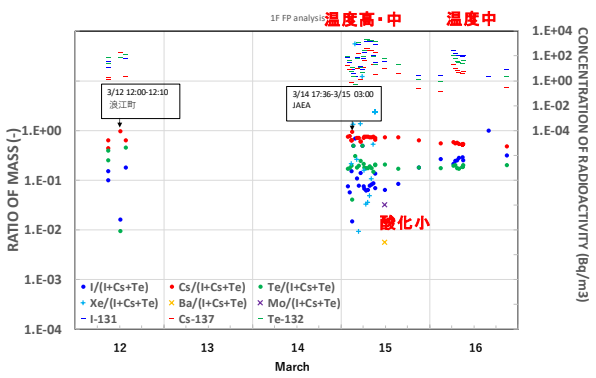


図 1　放射性核種の浮遊濃度と質量比

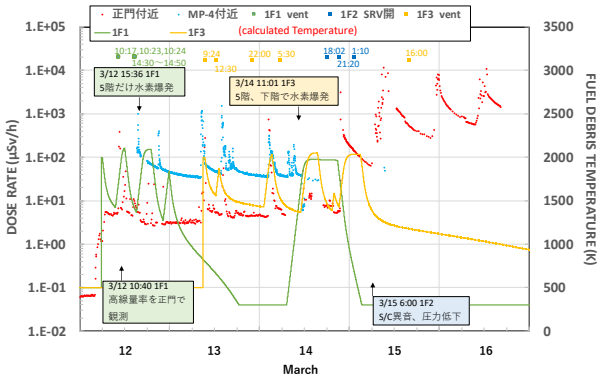


図 2　線量率と簡易計算で求めた燃料温度

3. 結論　放射性核種の測定値と注水による燃料温度変化の推測からプラント状態を推測した。

参考文献

[1]東電,第 5 回進捗報告,平成 29 年 12 月 25 日。[2]日本原子力学会 2019 年春の年会,2I04。[3]G. Katata et al.,Atmos. Chem. Phys., 15, 1029–1070, 2015 の参考文献,METI,MEXT,DOE,JCAC,RIKKEN,KEK,JAEA など。[4]東電 HP/データ/110528d.pdf。

*Masashi Himi[1], Naotoshi Tominaga[1] and Koichi Nakamura[2]

[1]AdvanceSoft Co., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

福島第一原子力発電所のプラント状態の推測
(3) 炉心損傷過程の推測

Estimation of plant condition of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3) Estimation of Core Damage Process

*冨永 直利[1]，氷見 正司[1]，中村 康一[2]

[1]アドバンスソフト，[2]電中研

福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心損傷過程を既知の知見から整理し、FP 放出測定値と整合するように推測する。

キーワード：福島事故，1～3 号機，シビアアクシデント，炉心損傷，放射性核種，CAMS、下部ヘッド破損、燃料デブリ性状

1. 目的 2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災によりシビアアクシデントを起こした福島第一原子力発電所 1～3 号機について、事故の状況の分析作業が実施されている[1]。そこから得られた知見をもとに炉心損傷過程を整理して、私達が行っている事故時の炉心損傷状態を放射性核種から推測する試み[2]と整合するように炉心損傷過程を推測する。

2. 分析 事故時に生じた事象、測定値あるいは MAAP 解析に基づく炉心水位時刻の推測、注水履歴から炉心損傷過程を整理[1]し、米国 NRC で実施された SOARCA の Peach Bottom[3]との比較も示す（図 1）。原子炉水位が燃料底部(BAF)以下に低下後、燃料デブリが下部ヘッドへリロケーション、下部ヘッドを破損、キャビティへ落下する過程について 1～3 号機の事故進展に違いが生じた。事故時の原子炉圧力・格納容器圧力などの測定値、注水履歴及び崩壊熱の経時変化から RPV 破損時刻を推測した。事故後に敷地内でモニタリングカーによって計測された線量率から各号機からの FP 放出期間を推測する[4]とともに、注水履歴の違いから、燃料デブリの酸化による変化や落下挙動、燃料デブリの最終的な性状を推測する。

事故進展（主要な事象・炉心水位推測値・注水）

事象	1号機		2号機		3号機		SOARCA/PB
原子炉スクラム	3/11 14:46	0.0hr	3/11 14:46	0.0hr	3/11 14:46	0.0hr	
全交流電源喪失	3/11 15:36	0.9	3/11 15:36	0.9	3/11 15:36	0.9	0.0hr
燃料頂部(TAF)まで水位低下	3/11 18:10	3.4	3/14 17:00	74.2	3/13 9:10	42.4	8.4
原子炉圧力容器減圧			3/14 18:00	75.2	3/13 9:20	42.6	
消防車による注水開始					3/13 9:25	42.7	
終了					3/13 12:20	45.6	
消防車による注水開始					3/13 13:12	46.4	
終了					3/14 1:10	58.4	
消防車による注水開始					3/14 3:20	60.6	
終了					3/14 11:01	68.3	
原子炉建屋で水素爆発					3/14 11:01	68.3	
燃料底部(BAF)まで水位低下	3/11 19:40	4.9	3/14 18:10	75.4	3/14 15:10	72.4	9.3
下部ヘッド破損	3/12 2:45	12.0					19.7
消防車による注水開始	3/12 4:00	13.2	3/14 19:54	77.1	3/14 15:30	72.7	
終了	3/12 4:02	13.3			3/14 19:20	76.6	
消防車による注水開始	3/12 5:46	15.0			3/14 19:54	77.1	
終了	3/12 14:53	24.1			3/14 21:14	78.5	
消防車による注水開始					3/15 2:30	83.7	
原子炉建屋で水素爆発	3/12 15:36	24.8					20.1
S/C直付近で異音発生、S/C直圧力低下			3/15 6:00	87.2			
下部ヘッド破損			3/15 7:20	88.6	3/15 18:22	99.6以降	

図 1 福島第一 1～3 号機の事故進展[1],[3]

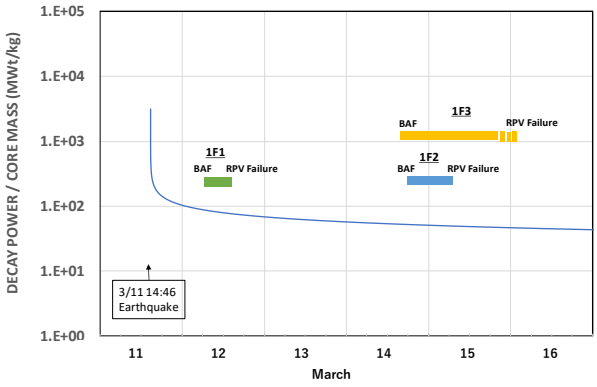


図 2 1～3 号機の水位 BAF から RPV 破損まで

3. 結論 FP 測定値と整合する 1～3 号機の炉心損傷過程と燃料デブリの性状を推測した。

参考文献

[1]東電,第 5 回進捗報告,平成 29 年 12 月 25 日。[2]本シリーズ発表(1)（前回学会で報告）。[3]N. Bixler, R. Gauntt, J. Jones , M. Leonard; SOARCA Peach Bottom (NUREG/CR-7110, Volume 1, Revision 1), U.S. NRC, 2013。 [4]本シリーズ発表(2)（今回学会で報告）。

*Naotoshi Tominaga[1], Masashi Himi[1] and Koichi Nakamura[2]

[1]AdvanceSoft Co., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

福島第一原子力発電所 3 号機における蒸気及び水素の発生履歴逆算定解析

Inverse analysis of steam and hydrogen generation history of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant unit 3

*吉川　信治[1]、佐藤　一憲[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所 3 号機の事故時に計測された圧力容器（RPV）及び格納容器(PCV)の圧力変化を再現する水蒸気と水素の発生履歴、及び RPV からの気相漏洩規模を、熱流力解析コード GOTHIC を用いて逆算定することとした。本件発表では事故の初期段階に着目した評価について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所 3 号機、蒸気発生履歴、気相漏洩

1. はじめに

事故後の燃料デブリや構造材の状態を推定する上では、事故時の燃料温度を左右する水蒸気や水素の発生履歴が重要となる。本研究では 3 号機における事故進展の不確かさ低減の第 1 段階として、原子炉自動減圧システム（ADS）が作動して RPV が減圧し始めるまでを対象として RPV と PCV の圧力変化に整合する蒸気・水素の発生履歴と RPV バウンダリー漏洩経路・規模を求めることとした。

2. 解析モデル

入力データは崩壊熱による蒸気発生、金属・水反応による水素発生、炉容器、格納容器（ドライウェル(D/W)、サプレッションチェンバ（S/C））及び内部構造物、冷却材流路と漏洩部のモデルを含む。

3. 複数シナリオに対する解析結果

観測データによると 3 月 13 日 6:30 頃以降 ADS 作動までに RPV 圧力はやや減少傾向を示し、一方 PCV 圧力は緩やかに上昇していることから、この間圧力逃し弁（SRV）の開閉なしに RPV バウンダリーから PCV への何らかの漏洩が生じていると考えられる。RPV から PCV への漏洩経路と漏洩面積をパラメータにした解析の結果、測定された圧力を再現する漏洩面積は漏洩先が S/C か D/W かに関わらず、1cm² 程度と評価された。漏洩先を S/C としたケースの解析結果を図 1 ～ 3 に示す。

4. 考察

ADS 作動による RPV 減圧以降は RPV バウンダリーの圧力負荷が低下し、漏洩面積の増加は生じ難く、かついくつかの SRV は開状態に保たれていたと考えられることから、13 日 12:00 頃に発生した RPV 内の圧力イベント（炉心燃料が下部プレナムに落下する「スランピング」と推定）時の蒸気や水素などのガスの RPV から PCV への流出経路は SRV 経由で S/C に至るものが主体と考えられる。従って、スランピング時に RPV 内で発生した蒸気の相当割合が S/C で凝縮したと考えられ、観測された顕著な PCV 圧力上昇は水素など非凝縮ガスの寄与が大きかったことを示唆している。

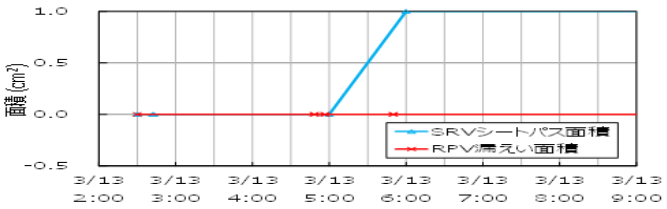


図1:　RPV漏えい面積／SRVシートパスの設定

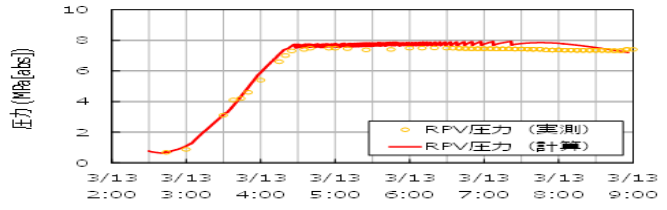


図2：RPV圧力の解析結果

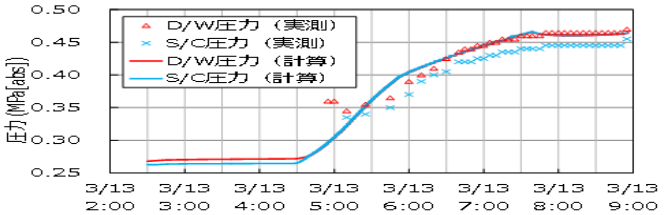


図3：PCV圧力の解析結果

*Shinji Yoshikawa[1]　Ikken Sato[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

炉心物質のペデスタル移行挙動に着目した 1F プラントデータの分析
- 圧力計、水位計などのデータに基づく炉心物質のペデスタル流出挙動の推定 -

Fukushima-Daiichi Plant Data Analysis Focusing on Core Material Relocation to Pedestal

- Estimation of core-material-relocation behavior to pedestal based on data such as pressure and water level -

*佐藤 一憲[1]，吉川 信治[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所 1～3 号機では、燃料をはじめとする炉心物質の一部が原子炉圧力容器(RPV)を破ってペデスタル領域に落下した。圧力計、水位計などのデータを総合的に分析し、炉心物質のペデスタルへの主要な落下時間を評価した結果、1 号機は 0.5hr 以下、2 号機は 2.5hr 程度、3 号機は 7hr 程度と推定された。

キーワード：燃料デブリ、ペデスタル移行、圧力計、水位計、線量計、ライブカメラ。

1. 緒言

1～3 号機におけるペデスタル移行デブリの特性を把握するためにはデブリ形成・移行過程の情報が重要となる。本研究ではデブリが RPV を破り、ペデスタルへと移行した時間に着目してプラントデータ等を分析した。

2. 分析結果

図 1 に各ユニットの RPV、ドライウェル (D/W) の圧力データを推定されたデブリのペデスタル移行時間帯と共に示す。1 号機では 3/12 6:05 から 6:30 の間に D/W 圧が上昇し、以後水位計指示値の変化は D/W 領域内の高温化を示唆していることから、この圧力上昇の間にデブリのペデスタル移行が生じたものと推定した。2 号機では 3/15 朝の圧力データが取得されていない時間帯にデブリのペデスタル移行を生じた可能性が高いが、現場で観測された白煙、正門付近で観測された放射線量、ライブカメラの映像などから 8:30～11:20 の時間帯に移行したものと推定した。3 号機については詳細分析[1]に基づき、3/14 0:00～7:00 の D/W 圧力上昇はデブリが徐々にペデスタル移行することによって生じていると推定した。

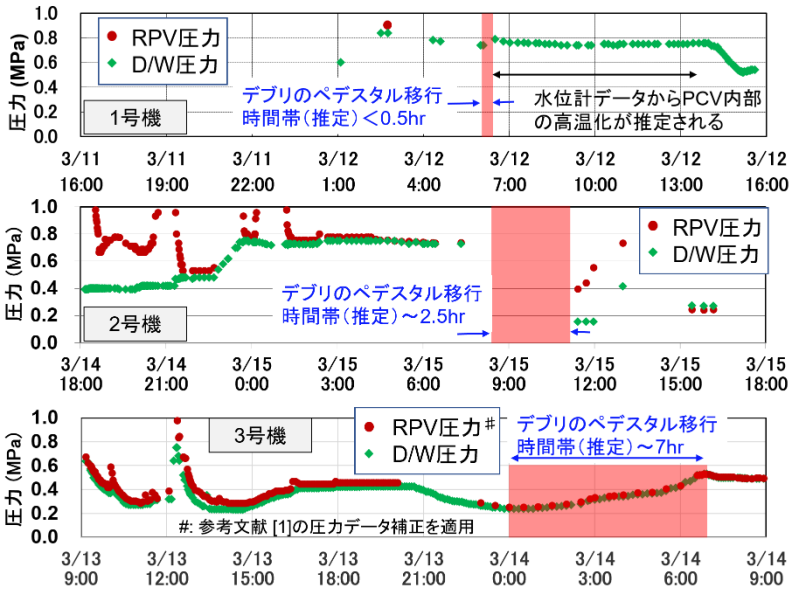


図1 1～3号機におけるデブリの主要なペデスタル移行時間帯の推定結果

3. 結論

3 号機におけるペデスタル移行デブリは主に固相または流動性の低い固液混合状態であった可能性が高い。1 号機では移行時間が短く、液相あるいは流動性の高い固液混合状態であった可能性がある。2 号機では内部調査の結果からペデスタル移行デブリが 3 号機より大幅に少ないと見られるが、デブリ移行時の放射性物質の放出が顕著であったと予想され、放射性物質放出メカニズムの観点から他号機と異なる可能性がある。

参考文献

[1] Ikken Sato, “An interpretation of Fukushima-Daiichi Unit 3 plant data covering the two-week accident-progression phase based on correction for pressure data,” Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.56, Issue 5, March, 2019

*Ikken Sato[1] and Shinji Yoshikawa[1] / [1]Japan Atomic Energy Agency

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

Fri. Sep 13, 2019 2:45 PM - 4:20 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room F Common Education Bildg. 2F C21

[3F09-14] Severe Accident Analysis

Chair:Atsushi Ui(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3F09] Severe accident analysis of 2 loop PWR by MAAP 5.01

Part 1: Construction of analysis model and selection of accident sequence

*Genta Aoki[1], Taku Shibata[1], Masaaki Satake[2], Satoshi Nishimura[2], Yoshihisa Nishi[2] (1. HEPCO, 2. CRIEPI)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3F10] Severe accident analysis of 2 loop PWR by MAAP 5.01

Part 2: Discretization effect of containment vessel model on the TMLB 'and ADCB' sequences

*Masaaki Satake[1], Satoshi Nishimura[1], Yoshihisa Nishi[1], Genta Aoki[2], Taku Shibata[2] (1. CRIEPI, 2. HEPCO)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3F11] SAMPSON PWR Validation by TMI-2 Accident

*Alexandre Nakata Ezzidi[1], Atsuo Takahashi[2], Masanori Naitoh[1] (1. IAE/NUPEC, 2. AdvanceSoft)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3F12] CIGMA experiment on thermal hydraulic behavior in a containment vessel during a severe accident

(1)Experimental study on density stratification break-up by an outer cooling

*Satoshi Abe[1], Masahiro Ishigaki[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[3F13] CIGMA experiment on thermal hydraulic behavior in a containment vessel during a severe accident

(2)Verification of Capability of Gas Injection Nozzle

*Hiroki Watanabe[1], Satoshi Abe[2], Masahiro Ishigaki[2], Yasuteru Sibamoto[2] (1. Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R), 2. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[3F14] CIGMA experiment on thermal hydraulic behavior in a containment vessel during a severe accident

(3)Numerical Simulation of a Buoyant Heated Air Jet in Large Containment Vessel CIGMA with Outer Surface Cooling

*Ari Hamdani[1], Satoshi Abe[1], Masahiro Ishigaki[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

MAAP5.01 コードによる 2 ループ PWR 解析の事故進展解析
その 1：解析モデルの構築と事故シーケンスの選定

Severe accident analysis of 2 loop PWR by MAAP 5.01

Part 1: Construction of analysis model and selection of accident sequence

*青木 彦太[1]，柴田 拓[1]，佐竹 正哲[2]，西村 聡[2]，西 義久[2]

[1]北海道電力，[2]電中研

北海道電力と電力中央研究所で協力し、過酷事故解析コード MAAP 5.01 の PWR2 ループ解析モデルを構築した。また、作成した解析モデルを用いて過酷事故解析を行うにあたり、事故シーケンスの選定を行った。

キーワード：過酷事故，MAAP，全交流電源喪失，LOCA

1. 緒言

北海道電力では新規制基準対応のみならず、自主的安全性向上の一環としてアクシデントマネジメントガイドライン（AMG）への新知見の反映を継続的に実施しているところであり、AMG の検討にあたっては、過酷事故解析コード MAAP を用いたアクシデントマネジメント（AM）の有効性評価が必要である。北海道電力は実機プラントデータを保有しており、電力中央研究所は MAAP ver5.01 での多くの解析経験を有していることから、両社で協力し PWR2 ループプラントの解析モデルを構築し、代表的な事故シーケンスに対して解析を実施した。

2. モデル構築と事故シーケンスの選定

2-1. モデル構築

PWR2 ループプラントの実機データを主に用いて MAAP ver5.01 用の入力デックを作成した。モデル構築においては、過酷事故時の原子炉格納容器（CV）の分割数の解析結果への影響を把握するため、ZION などのサンプルファイルで採用されている CV を 5 分割にした解析モデルと、それよりも詳細に分割した 7 分割の解析モデル（図 1）の 2 つのモデルを構築した。

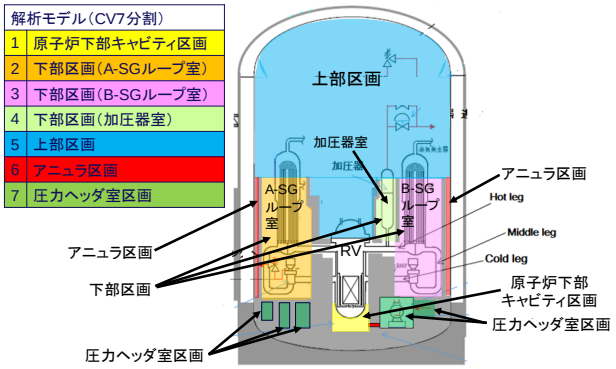


図 1　7 分割した CV モデル

2-2. 事故シーケンスの選定

MAAP コードの感度解析のため、具備している複数の緩和系の起動失敗を想定し、炉心損傷に至る特徴的な 2 つのシナリオを選定した。1 次系が高圧に維持される「全交流電源喪失（SBO）＋補助給水機能喪失」（TMLB’）と、事象初期から CV に負荷がかかり事象進展が早い「大破断 LOCA＋SBO」（ADCB’）である。AM 策として TMLB’事象では炉心損傷発生から 10 分後に加圧器逃がし弁開操作を、ADCB’事象では炉心損傷発生から 30 分後に代替格納容器スプレイポンプの起動操作を考慮した。

3. 結論

実機データに基づく入力デックを作成し、CV 分割を 5 分割にしたモデルと 7 分割にしたモデルにおいて選定した事故シーケンス TMLB’と ADCB’の解析を実施できることを確認した。

---

* Genta Aoki[1], Taku Shibata[1], Masaaki Satake[2], Satoshi Nishimura[2] and Yoshihisa Nishi[2]

[1]HEPCO, [2]CRIEPI

MAAP5.01 コードによる 2 ループ PWR 解析の事故進展解析
その 2：TMLB'と ADCB'シーケンスでの格納容器分割数の影響

Severe accident analysis of 2 loop PWR by MAAP 5.01

Part 2: Discretization effect of containment vessel model on the TMLB'and ADCB' sequences

*佐竹 正哲[1]，西村 聡[1]，西 義久[1]，青木 彦太[2]，柴田 拓[2]

[1]電中研，[2]北海道電力

北海道電力と電力中央研究所で構築した、原子炉格納容器（CV）の分割数が異なる PWR2 ループプラントの MAAP 5.01 の解析モデルを用いて、過酷事故解析を実施した。炉内変化と CV 内変化が相互に影響し合うため、事象進展に違いが生じることが確認された。

キーワード：過酷事故，MAAP，全交流電源喪失，LOCA

1. 緒言

表 1 に示すような CV 分割数が異なる PWR2 ループプラントの解析モデルを構築し、1 次系が高圧になる「全交流電源喪失（SBO）＋補助給水機能喪失」（TMLB'）と、事象初期から CV に負荷がかかる「大破断 LOCA＋SBO」（ADCB'）の 2 つの事故シーケンスで、CV モデルの分割数の違いが与える影響を評価した。

表 1 解析モデル

	CV 分割数
モデル A	5
モデル B	7

2. 解析結果

TMLB'でのモデル A の一次系圧力とモデル A とモデル B の上部区画圧力を比較した結果を図 1 と図 2 に示す。今回の解析では、アクシデントマネジメントとしては加圧器逃し弁の開操作のみを行うため、一次系圧力の減圧に成功するが、溶融した燃料の下部ヘッドへのリロケーションが発生し、原子炉容器が破損し、最終的に CV 破損に至るという事象進展が見られた（図 1）。また、CV を 7 つに分割したモデル B は、CV を 5 つに分割したモデル A より CV 破損の発生が遅くなり、炉内変化と CV 内変化が相互に影響し合うため、事象進展に違いが生じることが確認された（図 2）。ADCB'でも CV モデルの分割数が事象進展に影響を与えることが確認された。

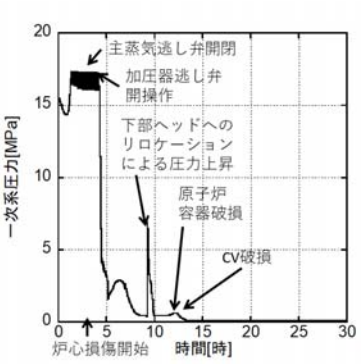


図 1 モデル A の一次系圧力の変化

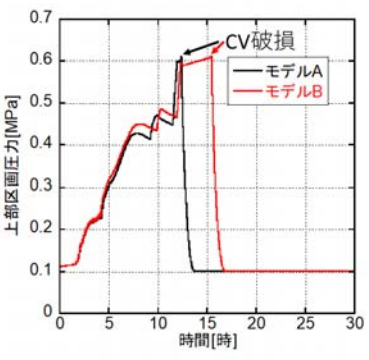


図 2 上部区画圧力の変化

3. 結論

TMLB'と ADCB'において、CV モデルの分割数の違いが事象進展に影響を与えることが確認され、不確かさ解析において CV モデルの分割数の影響も考慮する必要があることが確認された。

*Masaaki Satake[1], Satoshi Nishimura[1], Yoshihisa Nishi[1], Genta Aoki[2] and Taku Shibata[2]

[1]CRIEPI, [2]HEPCO

SAMPSON PWR Validation by TMI-2 Accident

*Ezzidi Nakata Alexandre[1], Takahashi Atsuo[2] and Naitoh Masanori[1]

[1]IAE/NUPEC, [2]AdvanceSoft

Following the severe accidents at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, benchmark studies have been performed to assess BWR models of SAMPSON severe accident code against the three accidents leading to significant improvements in the code BWR version. However, despite that notable improvements have also been made in the PWR version of the code, such as for the thermally induced rupture of reactor cooling system and for applications to ATWS scenarios, it's likely that some thermohydraulic models of core degradation still need improvements. Therefore, simulation in the code of TMI-2 accident is being performed in order to assess core reflooding models during the quenching phase. Preliminary results show good agreement with TMI-2 data regarding zircaloy oxidation and hydrogen generation.

Keywords: SAMPSON code, severe accident, Three Mile Island Unit-2, zircaloy oxidation, fission product release, hydrogen production

1. Introduction

SAMPSON is an integral severe accident analysis code which has been developed by the Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC) with the support of the Japanese Ministry of International Trade and Industry [1]. The main purpose of the code is to simulate all the severe accident phenomena during light water reactor severe accidents from an initiating event till containment failure and release of fission products to the environment. The modelled phenomena include: molten core concrete interaction, fission product transport, steam explosion and hydrogen detonation. The code can be used also for design basis accidents as well as for Level 1 and Level 2 PRA [2].

However, the code validation by TMI-2 International Standard Problem [3] is still necessary. Therefore, the present study is a first validation attempt of SAMPSON PWR version through simulation analysis of TMI-2 accident.

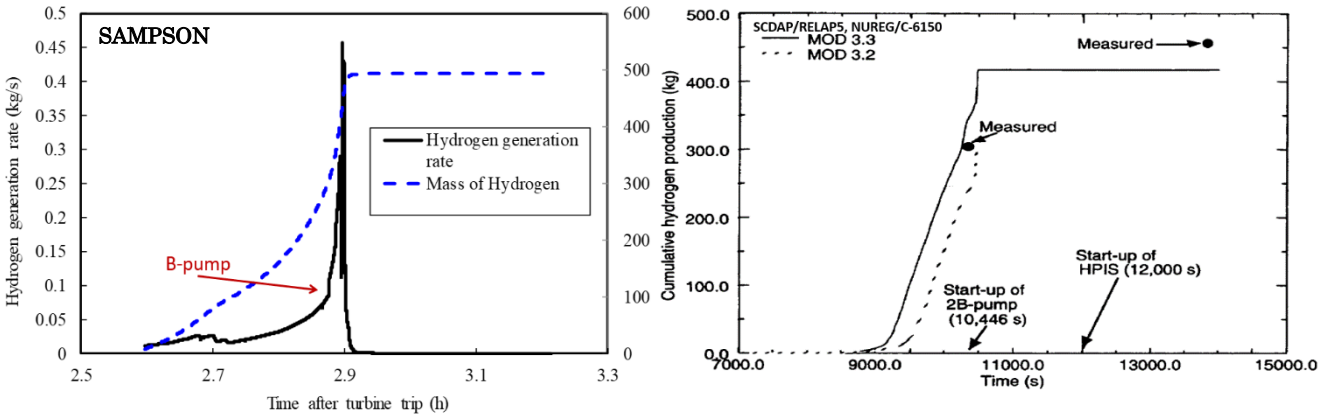
2. Analysis Description

Major components of TMI-2 reactor coolant system are represented in SAMPSON model which uses the same nodalization as the original model of SCDAP/RELAP5. SAMPSON Thermal-Hydraulics Analysis module (THA) is used to simulate the thermal-hydraulics of the reactor coolant system. The core is divided into 5 parallel channels and 10 axial nodes. Steam generator secondary side coolant mass flowrates, pressures, and feedwater temperatures, and primary side makeup and letdown flowrates are supplied as boundary conditions. The Fuel Rod Heat-up Analysis module (FRHA) of SAMPSON is used to simulate TMI-2 reactor core. FRHA core input model is obtained by direct conversion of the original SCDAP core input model.

SAMPSON TMI-2 model verification was made through steady state analysis which showed good comparison between the calculated initial conditions and TMI-2 data. The transient calculation covers the three phases of the accident.

3. Results and Conclusion

TMI-2 analysis allowed for comparison of the model predictions in SAMPSON to plant data. This exercise was, therefore, valuable for verifying and assessing the models in the code. The major trends in the TMI-2 accident are reasonably well predicted by SAMPSON especially the hydrogen production during core reflooding as shown in the comparison Figure below between SAMPSON, SCDAP/RELAP5 and TMI-2 data. Based on this comparison, it can be concluded that SAMPSON is therefore validated for PWR severe accident analysis.



References

[1] M. Naitoh et al., "Development of severe accident analysis code SAMPSON in IMPACT project", J. Nucl. Sci. Technol., 36, 11, 1999, 1076.

[2] Benchmark Exercise on the Three Mile Island-2 Plant, Nuclear Safety NEA/CSNI/R(2015)3, June 2015.

[3] A. Ezzidi Nakata et al., "Sampson Analysis of PWR Induced Steam Generator Tube Rupture", NTHAS11: The Eleventh Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety, Busan, Korea, Paper No. N11O0173, November 18-21, 2018.

CIGMA を用いたシビアアクシデント時の格納容器熱水力現象に関する実験
（1）外面冷却による密度成層浸食崩壊実験

CIGMA experiment on thermal hydraulic behavior in a containment vessel during a severe accident

(1) Experimental study on density stratification break-up by an outer cooling

*安部　諭[1]，石垣　将宏[1]，柴本　泰照[1]，与能本　泰介[1]

[1]原子力機構

シビアアクシデント時に水-Zr 反応などによって生じる水素ガスの移行挙動把握は、水素爆発を論じる上で重要である。本発表では、原子力機構が所有する大型模擬格納容器 CIGMA で実施した、外面冷却時に生じる自然対流による密度成層浸食・崩壊挙動に関する実験を紹介する。

キーワード：原子炉格納容器，CIGMA，外面冷却，自然対流，密度成層

1. 緒言　格納容器内水素挙動把握に関する代表的実験として密度成層化およびその崩壊挙動が挙げられ、OECD 主催の国際プロジェクトなどで大型実験装置を用いた実験および数値流体解析のベンチマークが行われている[1]。従来の実験では噴流による密度成層浸食崩壊に関する実験が実施され、衝突領域での乱流混合に関する検証がなされた。一方で、アクシデントマネジメント（AM）策の一つである外面冷却時や加圧水型原子炉の格納容器に設置されている再循環ユニットなどにより生じる自然対流と密度成層の相互作用に関しては、基礎的な知見が十分に得られていない。そこで本発表では、原子力機構が所有する大型模擬格納容器 CIGMA[2]を用い、外面からの冷却によって誘起される自然対流による密度成層の浸食・崩壊実験について述べる。

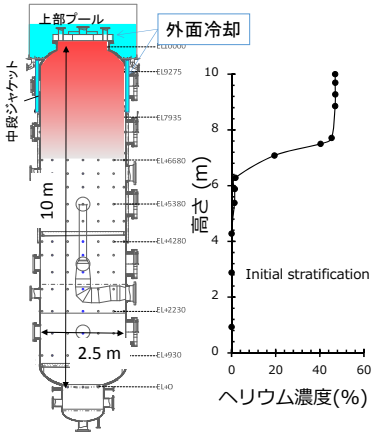


図 1 CIGMA 容器と初期密度成層

2. CIGMA 装置概要と実験内容　図 1 に実験の初期条件を示す。試験容器全体をおよそ 160 ℃、174 kPa に昇温・昇圧した。従来の CIGMA 実験[2]では蒸気を含む混合気体を用いたが、本実験では自然対流による混合挙動に注目するため、空気とヘリウム（水素の代替気体）のみの二成分気体により容器上部（＞6 m）に密度成層を形成した。その後、容器上部約 1/5 の領域を外面冷却し、温度及びガス濃度組成の時間変化を計測した。図 2 に各計測高さでのヘリウム濃度の時間変化と冷却開始から 740 s の流体温度の空間温度分布を示す。特徴的な現象として、初期成層底部（z=7.1 m）のヘリウム濃度が、冷却開始直後の急激な減衰後に、40%程度まで急激に上昇したことが挙げられる。また、初期成層より下方の z=5.9、1.6 m においても、同様にヘリウム濃度の急激な上昇が確認できる。これは、外面冷却により容器上部に形成された低温領域（図 2 参照）が形成され、上下の密度差が逆転したことで、高濃度のヘリウムガスを含む混合気体が下方に輸送されたためである。

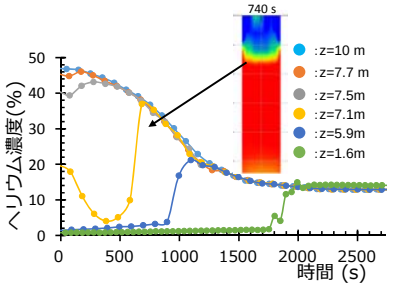


図 2 ヘリウム濃度の時間変化と冷却開始から 740 秒後の流体温度分布

3. 結言　CIGMA 装置の有する外面冷却機能を用いて、外面冷却時の試験容器内の自然対流およびそれによるガス混合挙動を調査した。本実験で得られた結果は、外面冷却時の物質移行挙動把握のための基礎データ、および数値流体解析(CFD)の検証用データとして活用される。

謝辞　本研究は，原子力規制委員会原子力規制庁より受託した「平成 30 年度　原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業」の一部として実施した。

参考文献

[1] S. Abe et al., Nuclear Engineering and Design, Vol. 331, pp. 162-175, 2018

[2] M. Ishigaki et al., proceedings of NUTHOS-12, 2018

*Satoshi Abe[1], Masahiro Ishigaki[1], Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

CIGMA を用いたシビアアクシデント時の格納容器内熱水力現象に関する実験 (2)ガス注入ノズルの性能検証

CIGMA experiment on thermal hydraulic behavior in a containment vessel during a severe accident
(2) Verification of Capability of Gas Injection Nozzle

*渡辺　大貴[1]，安部　諭[2]，石垣　将宏[2]，柴本　泰照[2]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，[2]日本原子力研究開発機構

大型格納容器実験装置 CIGMA のガス注入ノズルの性能の検証のため、空気及びヘリウムの乱流自由噴流を対象に、粒子画像流速測定法(PIV)により測定したノズル出口と試験容器上部の乱流統計量と、既往文献値との比較による噴流特性の確認結果について報告する。
キーワード：原子炉格納容器，噴流，乱流統計量，　CIGMA，　PIV

1. 緒言　シビアアクシデント時の格納容器内熱水力挙動の把握を目的として、大型格納容器実験装置CIGMA(以下「CIGMA」という。) を用いた実験を進めている。格納容器内の水素挙動を把握するための代表的な実験として、空気及び水蒸気の鉛直噴流による密度成層侵食・崩壊実験が行われている[1] 。また、数値流体力学 (CFD)コードの検証を目的とした実験解析も行われており、その境界条件となるガス注入ノズル (以下「ノズル」という。) 出口での噴流特性を把握することは重要である。本報では、試験装置内に設置されているノズルの性能を検証することを目的として、ノズル出口及び試験容器上部における噴流の乱流統計量を測定した結果について報告する。

2. 実験内容　CIGMA の試験部は直径 2.5 m、高さ 11 m の円筒形であり、容器中段(z=5.4 m)に設置されている直径 8.3 cm のノズル近傍と下流側 2 m におけるガス流速を PIV により測定した。測定範囲はノズル出口と下流側 2 m でそれぞれ 220×180 mm 及び 660×560 mm の領域とした。測定対象の噴流には、空気及び周囲流体との密度差の効果を調べるためのヘリウムを用いる。空気噴流 3 ケース(4.6、7.7、11 m/s)、ヘリウム噴流 1 ケース(1.1 m/s)、空気及びヘリウムを混合した混合噴流 1 ケース(1.9 m/s)を測定した。本測定では、十分な統計量を取得するために、1 ケースあたり 1000 枚の画像から、主流方向流速の平均値及び乱流強度を求めた。

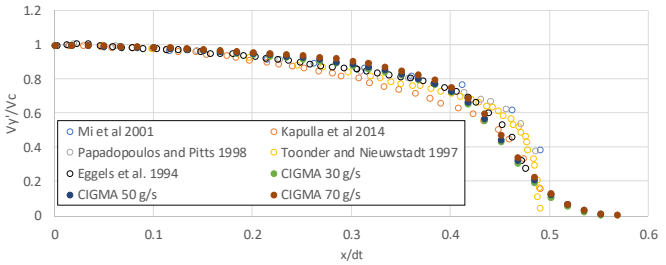


図 1 ノズル出口近傍における平均流速の比較[2]

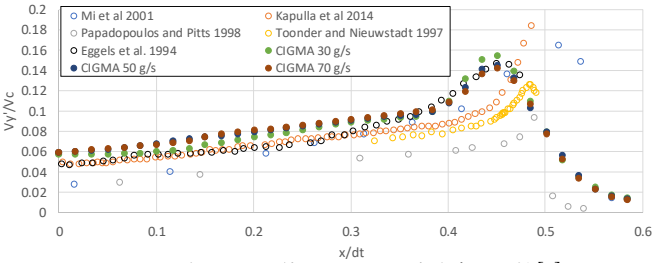


図 2 ノズル出口近傍における乱流強度の比較[2]

3. 実験結果　一例として、ノズル出口近傍における空気噴流の主流方向流速の平均値を既往文献値と比較した結果を図 1 に、乱流強度（流速の二乗平均平方根）について比較した結果を図 2 に示す。図の横軸は、ノズル直径で規格化された径方向位置であり、x/dt=0 がノズルの中心位置である。また、縦軸は中心流速で規格化している。図 1 と 2 に示されるような噴流特性を把握できた。既往文献値ともほぼ一致しており、本実験環境においても、一般的な乱流噴流が形成されていることを確認した。

4. 結論　CIGMA のガス注入ノズルは期待されるノズル性能を有することを確認するとともに、CFD 解析の境界条件の設定に資する知見を取得した。

参考文献

[1] Sibamoto, Y., et al.: ICONE24-60515, ICONE24, 2016
[2] R. Kapulla, et al.: Large Scale Gas Stratification Erosion by a Vertical Helium-Air Jet, Hindawi Publishing Corporation Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2014, Article ID 1972672014

*Hiroki Watanabe[1], Satoshi Abe[2], Masahiro Ishigaki[2] and Yasuteru Shibamoto[2]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R), [2]Japan Atomic Energy Agency

Numerical Simulation of a Buoyant Heated Air Jet in Large Containment Vessel CIGMA with Outer Surface Cooling

*Ari Hamdani[1], Satoshi Abe[1], Masahiro Ishigaki1, Yasuteru Sibamoto[1], Taisuke Yonomoto[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, 2-4, Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1195, Japan

Gas density stratification build-up and its propagation/erosion, which is regarded as a benchmark of hydrogen behavior in a severe accident, were experimentally and numerically studied by using buoyant jet in the containment vessel. The experiments were conducted with external surface cooling and high-temperature air jet inlet up to 435 °C. The CFD simulation was also performed, and the data on temperature and velocity profile were used for the validation.
Keywords: Computational Fluid Dynamics (CFD), buoyant jet, CIGMA, thermal stratification, thermal-hydraulic, the containment vessel

1. Introduction

Japan Atomic Energy Agency (JAEA) constructed a large containment vessel called CIGMA (Containment InteGral effects Measurement Apparatus) in order to study the containment thermal hydraulics related to over-temperature containment damage and hydrogen risk. In Fukushima Daiichi NPP, the degradation of the PCV top head flange gasket was speculated as to the cause of the leakage. Therefore, the over-temperature failure of the head must be avoided, and it may be done by adopting the external cooling of the top flange of the containment vessel. In this paper, gas density stratification build-up produced by heated air jet located at the bottom level of the containment vessel were experimentally and numerically studied. The experiment was conducted with external surface cooling and high-temperature air jet injection.

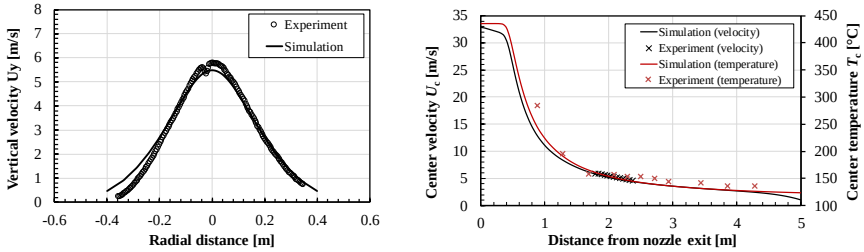
2. The experimental and numerical method

The detailed description of the CIGMA facility and its components can be seen in the previous publication [1]. The heated air with a mass flow rate of 75 g/s and temperature 435 °C was injected into the vessel. Particle image velocimetry (PIV) was used for the velocity measurement and performed at the field of view (FOV) which is 1.9 m from the nozzle exit. The experimental data were used as the boundary and initial condition of CFD simulation. The present simulation was carried out using OpenFOAM. The unsteady Reynolds Averaged Navier Stokes (U-RANS) approach was chosen. The standard k-ε was used, and the additional buoyancy generation/dissipation term was applied to the k and epsilon equations of the standard k-ε model.

3. Results and Discussion

3-1. Velocity and temperature profile

Figure 1 shows a velocity and temperature profile. All figures in Fig. 1 are plotted at t = 100s.



(a) Radial velocity profile at FOV. (b) Velocity and temperature decay.

Fig. 1. Velocity and temperature profile of buoyant heated jet.

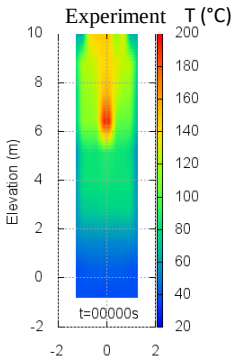


Fig. 2. IC in the experiment.

3-2. Discussion

Overall, CFD results show a good agreement with experimental data on both temperature and velocity. It is observed in both experiment and numerical results (see Fig.1(b)) that temperature and velocity of buoyant heated jet decay rapidly downstream jet nozzle. However, we can see the discrepancy on the temperature, which is mainly due to that the non-stratified initial condition (IC) of the fluid temperature was not considered in the simulation. The IC of the fluid in the experiment is shown in Fig. 2. Thus, it is suggested to make a more sophisticated initial and boundary conditions, which applies the stratified temperature conditions and resolves important details obtained from the experiment.

4. Conclusion

In this paper, the air was only considered as a working fluid. Further investigation on the thermal mixing and stratification on the helium and/or steam must be addressed. Therefore, in the future work, the effect of external cooling on the helium stratification and steam condensation will be investigated experimentally and numerically.

References

[1] Y. Sibamoto, et al., Proceedings of ICONE24, June 26-30, 2016, Charlotte, North Carolina, pp. 1–9 (2016).

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

Fri. Sep 13, 2019 9:30 AM - 11:10 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 12:30 AM - 2:10 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[3H01-06] Irradiation Embrittlement

Chair:Eiichi Wakai(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3H01] Evolution of crack propagation in nanoscale α-iron by molecular dynamics simulation

Dependence of crack size on the critical energy release rate of nano crack

*Xiaoyong Ruan[1], Yuting Chen[1], Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3H02] Effect of irradiation defects on crack growth

*Kentaro Ono[1], Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1], Kazunori Morishita[1], Yoshiyuki Watanabe[2] (1. Kyoto Univ., 2. QST)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3H03] Modeling for Advanced Management of Irradiation Embrittlement of RPV Steels

*Toshiki Nakasuji[1], Kagehiro Usuda[1], Kentaro Ono[1], Kohei Mizuta[1], Yotaro Kakuda[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3H04] Tensile fracture behavior at grain boundary in neutron-irradiated stainless steels (3)

Dose dependence and relationship with microstructure

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Hitoshi Seto[2] (1. Instuitute of Nuclear Safety System, 2. Nippon Nuclear Fuel Development)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3H05] Study on Effects of Solute Atom Clusters on Stress Intensity Factor at A Crack Tip Studied by Discrete Dislocation Dynamics

Tomohisa Kumagai[1], *Akiyoshi Nomoto[1], Akiyuki Takahashi[2], Hayato Sugasawa[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Tokyo University of Science)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3H06] Improvement of current Japanese embrittlement trend curve based on Japanese RPV surveillance data

*Yoshinori Hashimoto[1], Akiyoshi Nomoto[1], Kenji Nishida[1] (1. CRIEPI)

11:00 AM - 11:10 AM JST | 2:00 AM - 2:10 AM UTC

Time reserved for Chair

分子動力学シミュレーションによるα鉄中のナノスケールき裂進展の評価
― ナノき裂のエネルギー解放率臨界値に及ぼすき裂サイズの依存性 ―

Evolution of crack propagation in nanoscale α-iron by molecular dynamics simulation
– Dependence of crack size on the critical energy release rate of nano crack –

*阮 小勇[1]，陳 昱婷[1]，中筋 俊樹[1]，森下 和功[1]
[1]京都大学

本研究では、固体材料の破壊現象に対する照射欠陥の影響を調べるために、分子動力学（MD）シミュレーションを行った。α鉄結晶中にナノサイズの平面状き裂の導入し、この結晶を引張変形させた。き裂が進展し始める際の応力拡大係数の臨界値 K_{IC} を求めた。また、Griffith の理論を参考に、応力拡大係数臨界値 K_{IC} からエネルギー解放率臨界値 G_{IC} を求めた。一般的な Griffith 理論ではエネルギー解放率臨界値 G_{IC} はき裂サイズによらないが、本研究で扱ったナノサイズき裂に対しては、サイズ依存性を示した。
キーワード：破壊、α鉄，分子動力学法，平面状き裂，応力拡大係数、エネルギー解放率

1. 緒言

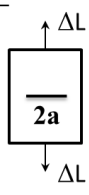
固体の破壊現象は、原子スケールでの原子間結合の切断と、より巨視的なレベルでのき裂の進展が関与するマルチスケールなプロセスである。照射材料においては、形成した照射欠陥の存在により、この現象は劇的に影響を受ける可能性がある。また、ミクロ・ナノスケール材料におけるき裂生成と進展に対しては、照射欠陥の存在により、破壊力学の古典論では理解できない部分がある[1]。本研究では、引張変形下における、ナノサイズ平面状き裂の進展に関する MD シミュレーションを行った。き裂が進展し始める際の情報をもとに、応力拡大係数臨界値 K_{IC} やエネルギー解放率臨界値 G_{IC} を求めた。

2. 解析方法と結果

7種類のナノメート平面状き裂のそれぞれに対して、引張変形下におけるき裂進展の様子を MD シミュレーションにより観察した。その際得られたエネルギー解放率臨界値 G_{IC} を表 1 に示す。き裂長さが減少するとともに、G_{IC} は減少することが明らかになった。これは従来の理論とは異なる結果である。

表１　7 の異なるき裂サイズに対する G_{IC}

Model Type	Crack Length 2a (Å)	G_{IC} (N/m)
2p	8.076	0.991
4p	16.152	1.681
6p	24.228	2.367
8p	32.304	2.883
10p	40.380	3.240
12p	48.456	3.484
20p	80.760	4.065



3. 結論

MD シミュレーションを用いて、き裂の長さが数ナノメートルの場合、α鉄のエネルギー解放率臨界値 G_{IC} は材料定数ではなく、き裂サイズに依存することがわかった。今後は、き裂進展に対する照射欠陥の有無を検討し、従来の古典論の修正を考える。

参考文献

[1] A. Adnan, C.T.Sun, Journal of the Mechanics and Physics of Solids 58(7), 2010, pp. 983-1000.

*Xiaoyong Ruan[1], Yuting Chen[1], Toshiki Nakasuji[1] and Kazunori Morishita[1]
[1]Kyoto University

き裂進展に対する照射欠陥の影響

Effect of irradiation defects on crack growth

*大野 健太郎[1]，中筋 俊樹[1]，阮 小勇[1]，森下 和功[1]，渡辺 淑之[2]

[1]京都大学，[2]QST

照射誘起応力腐食割れの発生や進展の予測は原子力発電所における高経年化対策の課題の一つであり、予測の精度向上が望まれている。本研究では、金属材料中に照射欠陥が形成された場合の内部応力の上昇を計算し、き裂先端近傍に形成された照射欠陥による内部応力が応力腐食割れに与える影響を調査した。

キーワード：照射誘起応力腐食割れ，内部応力，照射欠陥，炉内構造物，応力拡大係数

1. 緒言

原子力発電所の構造物はその運用に伴って経年劣化が進行し、特に多くの中性子照射を受ける炉内構造物では、照射誘起応力腐食割れ（IASCC）が発生することが問題となっており、き裂進展速度評価の精度を高めることは原子力発電所の高経年化対策において非常に重要である。また、近年 Dudarev らによって、中性子照射によって導入された照射欠陥が材料の内部に応力(内部応力)を発生させることが理論計算より示された[1]。そこで、本研究では、金属材料中に照射欠陥が形成された場合の内部応力の上昇を分子動力学法を用いて計算し、照射欠陥による内部応力が応力腐食割れに与える影響を検討した。

2. MD シミュレーション

材料は純鉄とし、$10a_0 \times 10a_0 \times 10a_0$の bcc セル(総原子数:2000)に自己格子間原子および原子空孔を導入し MD を用いて緩和体積および欠陥周辺の応力場を求めた。ポテンシャルは Mendelev[2]のものを使用した。欠陥を導入したときの体積をΩ_{def}，欠陥のないセルの体積をΩ_{per}とすると，緩和体積Ω_{rel}は$\Omega_{\mathrm{rel}} = \Omega_{\mathrm{def}} - \Omega_{\mathrm{per}}$で表される。

3. 結果

純鉄中に SIA が一つ形成された場合の緩和体積は約 $1.26\Omega_0$であった。き裂と〈110〉方向の SIA が引張応力に垂直な面の同一線上に形成された場合に引張応力方向に生じる圧縮応力σの大きさを図 1 に示す。横軸は欠陥からき裂先端までの距離 r、縦軸は生じる応力σである。応力は距離の-3 乗に比例し、欠陥までの距離が1.0×10^{-9}mの時、約 200MPa の応力が発生する。腐食が伴うき裂進展の速度は、腐食反応が生じる箇所の応力場の影響を受ける。今後は、照射欠陥による内部応力の影響による応力場の変化が腐食反応に与える影響を検討していく。

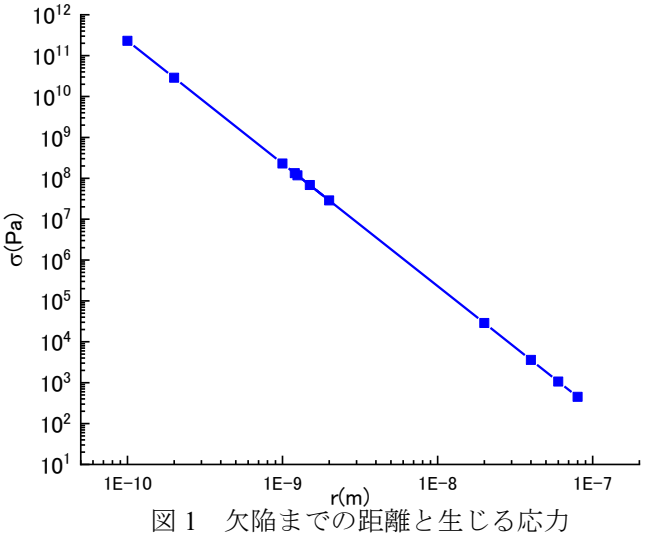


図 1　欠陥までの距離と生じる応力

参考文献

[1] A multi-scale model for stresses, strains and swelling of reactor components under irradiation, S.L Dudarev, Nucl Fusion 58(2018)

[2] Mendelev, Han, Srolovitz, Ackland, Sun and Asta, Phil Mag A, 83, 3977-3994 (2003)

---

*Kentaro Ono[1], Toshiki Nakasuji[1], Xiaoyong Ruan[1], Kazunori Morishita[1] and Yoshiyuki Watanabe[2]

[1]Kyoto Univ., [2]QST

圧力容器鋼照射脆化の管理高度化に関する研究

Modeling for Advanced Management of Irradiation Embrittlement of RPV Steels

*中筋 俊樹[1]，臼田 景大[1]，大野 健太郎[1]，水田 航平[1]，角田 陽太郎[1]，森下和功[1]

[1]京大

本研究では、照射脆化予測の高度化を行うため、AI を用いて照射脆化の予測を行った。現行の脆化予測法と比較し、AI を活用した新しい照射脆化予測法の構築について議論した。

キーワード：照射脆化，原子炉圧力容器鋼，モデリング，AI

1. 緒言

重要な経年劣化現象の 1 つに圧力容器鋼の中性子照射脆化が挙げられる。中性子の照射を受けると、圧力容器鋼は脆化し、延性脆性遷移温度（DBTT）は上昇する。照射脆化による DBTT の変化量（ΔDBTT）は原子炉の運転を開始した 40 年ほど前から得られている。そのデータ数は、国内商業軽水炉および材料試験炉で得られたものを合わせると 400 点程度存在する。

近年は、AI やベイズ等のデータサイエンスの研究が盛んに行われており、めざましい進展がみられる。そこでは、ビックデータを活用して世論の動向調査などが行われている。照射脆化のデータは 400 点程度であり、ビックデータでは無いが、AI 等を用いることができるほどのデータ数ではある。そこで、本研究では、データサイエンスの分野を参考にしてデータの高度利用を検討する。データの利用による照射脆化予測の高度化を行うため、AI により照射脆化の予測法の構築を試みた。

2. 方法

AI は、SONY 社が提供している Neural Network Console を用いた。現行規制の脆化予測式[1][2]によって得られる ΔDBTT を実測値として取り扱った。特徴量は、中性子束、中性子照射量、Cu 濃度、Ni 濃度とした。学習用データ総数は 1980 であり、学習用データを再現できるニューラルネットワーク構造を AI によって得る。

3. 結果および考察

図 1 には、AI によって予測された Cu 濃度[wt%]が 0.1, 0.07, 0.04 における ΔDBTT の照射量依存性を示す。なお、Cu: 0.1, 0.04[wt%]の条件は学習用データである。また、学習用データの間の脆化計算値を確認するため、現行規制の脆化予測法[1][2]で得られる脆化計算値も図中に示す。図 1 から、Cu: 0.1, 0.04[wt%]の条件では、学習させた点の間についても再現できている。また、学習データの照射量の最大値は 7.5×10^{19}[n/cm2]であるが、それより高い照射量でも AI による計算値と現行規制の脆化予測法による計算値は一致していることが確認できる。学習に用いていない Cu: 0.07 [wt%]の条件については、現行規制の脆化予測法による計算値と AI 計算値の差の標準偏差は 1.8[℃]程度であり、この範囲で AI による照射脆化量の予測が可能であることが示された。

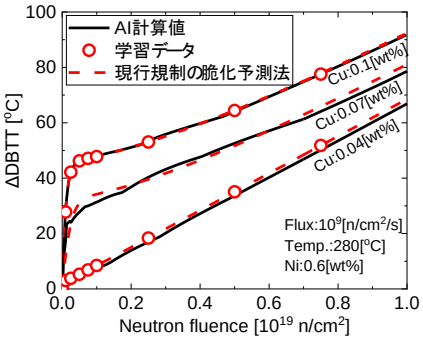


図 1　ΔDBTT の照射量依存性

参考文献

[1] （社）日本電気協会，“原子炉構造材の監視試験方法”, JEAC 4201-2007, 2007.

[2] （社）日本電気協会，“原子炉構造材の監視試験方法”, JEAC 4201-2007 [2013 年追補版], 2013.

*Toshiki Nakasuji[1], Kagehiro Usuda[1], Kentaro Ono[1], Kohei Mizuta[1], Yotaro Kakuda[1], Kazunori Morishita[1]

[1] Kyoto Univ.

照射ステンレス鋼の粒界部の引張破壊挙動（3）
- 照射量およびミクロ組織との関係 -

Tensile fracture behavior at grain boundary in neutron-irradiated stainless steels (3)

- Dose dependence and relationship with microstructure -

*三浦照光[1]、藤井克彦[1]、福谷耕司[1]、瀬戸仁史[2]

[1]原子力安全システム研究所、[2]日本核燃料開発

PWR で最大 74dpa まで中性子照射された 316 ステンレス鋼の粒界部の引張破壊挙動を室温の超微小引張試験で調べた。照射量が増すにつれて粒界破面率が増加しており、粒界の結合強度が照射により低下することを個別粒界の試験により明らかにした。粒界には照射によりキャビティが形成している様子が認められ、粒界破壊の一要因と推定された。

キーワード：ステンレス鋼、中性子照射、粒界破壊、超微小引張試験、照射誘起応力腐食割れ

1. 緒言

照射誘起応力腐食割れ（IASCC）の発生要因として、照射や腐食による粒界のミクロ組織と組成の変化に起因する粒界の結合強度の低下が考えられるが、粒界の結合強度と照射量やミクロ組織および組成との関係は良く分かっていない。これまでに PWR で 17dpa と 74dpa まで中性子照射された 316 ステンレス鋼（以下、316 鋼）について大傾角粒界の引張破壊挙動を超微小引張試験法で調べ、照射量が高いと粒界破壊が起こり易いことを報告した[1]。本研究では、照射量 12dpa の 316 鋼について粒界部の引張破壊挙動を調べるとともに、粒界のミクロ組織を TEM 観察により調べ、粒界の結合強度の照射量依存性を検討した。

2. 試験

PWR で 12dpa まで中性子照射された 316 鋼から、大傾角粒界 1 個を含む超微小引張試験片（8×4×2μm）を FIB-SEM（HITACHI NB5000）を用いて作製した。粒界面を試験片中央に応力軸に対して垂直に配し、スリットを導入して粒界部の大きさを 0.3×2μm とした後、FIB-SEM 内で室温にて引張試験した。試験後、破面を SEM 観察し、破壊の様子を調べた。また、照射量 12、17、73dpa の 316 鋼について、大傾角粒界のミクロ組織を TEM 観察により調べ、粒界部の引張破壊挙動との関係を検討した。

3. 結果

試験片の破面を図に示す。延性破壊の様相を呈しており、粒界破壊は認められなかった。照射量 17dpa の試験片では 10%の破面率で粒界破壊が認められ、照射量 74dpa の試験片ではほぼ全面が粒界破面であった[1]。照射量が増すにつれて粒界の結合強度が低下する照射量依存性を確認した。また、粒内と粒界には直径 1nm のキャビティと思われるフレネルコントラストが認められた。照射量が増すにつれて粒界キャビティの数が増加する傾向が認められ、粒界の結合強度を低下させる一要因と推察された。ただし、キャビティの像の多くは TEM 試料を傾斜させた際には粒界端部（粒界のコントラストと粒内の境界）に認められ、粒界転位等を含んで評価している可能性が高い。数密度等の粒界キャビティの定量評価は今後の課題である。

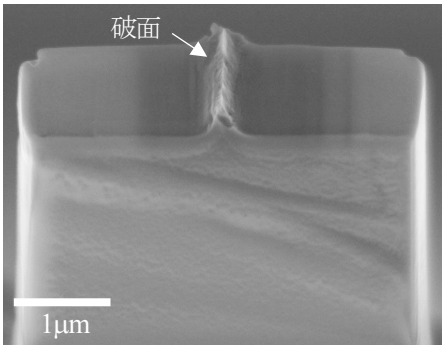


図　試験片破面の SEM 像

参考文献

[1] 三浦他, 日本原子力学会 2016 年秋の大会, 2B09.

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1], Hitoshi Seto[2]

[1]Instuitute of Nuclear Safety System, [2]Nippon Nuclear Fuel Development

離散転位動力学法を用いた亀裂先端における応力拡大係数に及ぼす溶質原子クラスター形成の効果の検討

Study on Effects of Solute Atom Clusters on Stress Intensity Factor at A Crack Tip Studied by Discrete Dislocation Dynamics

熊谷 知久[1]，*野本 明義[1]，高橋 昭如[2]，菅澤 隼人[2]
[1]電力中央研究所，[2]東京理科大学

溶質原子クラスター等の照射欠陥の形成により破壊靭性が低下することが知られているがそのメカニズムは明らかではない。本研究では離散転位動力学法を用いて亀裂先端近傍に形成された溶質原子クラスターが応力拡大係数に及ぼす影響のシミュレーションを試みた。

キーワード：照射脆化、離散転位動力学法、応力拡大係数、溶質原子クラスター

1. はじめに

中性子照射された圧力容器鋼では、ナノメートルスケールの溶質原子クラスター等の照射欠陥が形成され、転位の運度の障害物となり破壊靭性を低下させることが知られているが、その詳細なメカニズムは明らかではない。本研究では亀裂先端近傍における転位による遮蔽効果に着目し、離散転位動力学法(DDD)を用いて溶質原子クラスターの形成が破壊靭性に及ぼす影響についてシミュレーションを試みた。

2. 計算手法

数値シミュレーションにおいて亀裂を表現する手法として、亀裂面上に離散転位を分布させる手法が提案されている[1]。これを用いると、DDD により亀裂と転位の相互作用から応力拡大係数への転位の遮蔽効果を見積もることができる。Fig.1 にき裂先端近傍に転位と溶質原子クラスターを配置した計算モデルの例を示す。これにモード I の荷重を負荷し、溶質原子クラスターの存在による応力拡大係数の変化について計算を試みた。

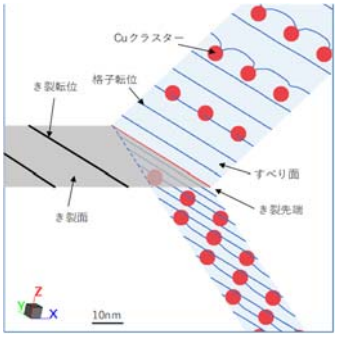


Fig.1 計算モデル

3. 結果

亀裂先端近傍に溶質原子クラスターが存在すると、遮蔽効果が低下し、その結果、応力拡大係数が大きくなった。応力拡大係数はクラスターが多いほど増加する傾向が見られ、実験による知見と定性的に一致する結果が得られた。

4. 謝辞

本研究は文部科学省　国家課題対応型研究開発推進事業　英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「構造健全性評価の信頼性向上に向けた計算科学基盤の構築と破壊挙動の解明」にて実施された。

参考文献

[1] Takahashi, A, and Ghoniem, NM, Philosophical Magazine 93.20 (2013): 2662-2679.

Tomohisa Kumagai[1], *Akiyoshi Nomoto[1], Akiyuki Takahashi[2] and Hayato Sugasawa[1,2]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Tokyo University of Science

国内監視試験データを用いた照射脆化予測式の改良

Improvement of current Japanese embrittlement trend curve based on Japanese RPV surveillance data

*橋本　資教[1]，野本　明義[1]，西田　憲二[1]

[1]電中研

現在改良を進めている国内の原子炉圧力容器鋼の照射脆化予測式のうち，ミクロ組織変化を予測する式について，これまでに蓄積された国内監視試験片等のアトムプローブトモグラフィデータを用いた改良を行った。

キーワード：照射脆化，照射脆化予測式，圧力容器鋼，ミクロ組織変化

1. 緒言

国内の原子炉圧力容器鋼の照射脆化予測法はJEAC4201-2007[2013年追補版]（以下JEAC4201-2013と呼ぶ）で規程されている[1]。この予測法では，まず中性子照射による鋼材中のミクロ組織変化を予測し，その結果からミクロ組織変化に伴う脆化（延性脆性遷移温度上昇量）を予測するモデルが採用されている[1]。本研究ではそのうちミクロ組織変化の予測式に対して，これまでに蓄積されたアトムプローブトモグラフィ（APT）データに対する予測性を調べ，さらにAPTデータを用いてその改良を試みた。

2. ミクロ組織変化予測式の改良

2-1. JEAC4201-2013によるミクロ組織変化の予測

JEAC4201-2013の予測式におけるミクロ組織変化予測式について，国内監視試験片等のAPTデータと予測結果の比較を行った。JEAC4201-2013によるミクロ組織変化の予測結果は，溶質原子クラスターの体積率についてはAPTによる測定結果と概ね1対1の対応関係にあるものの，クラスター数密度等の他のAPTデータの予測に対しては改良の余地があることがわかった。

2-2. ミクロ組織変化予測式の改良および微分方程式を含まない予測式の開発

JEAC4201-2013の予測式を元に，APTデータの詳細分析を踏まえてミクロ組織変化予測式を改良した。これにより，JEAC4201-2013と比較してクラスター体積率以外のミクロ組織についても予測が改善された。さらに，改良後の予測式には微分方程式が含まれることから，これらについて近似解を求めることで，微分方程式を用いずに利用可能なミクロ組織変化予測式を開発した。このミクロ組織変化予測式を用いることで，微分方程式を用いた場合と同等の精度で予測が可能であることを確認した。

3. 改良ミクロ組織変化予測式を用いた脆化予測

改良したミクロ組織変化予測式を用いて脆化予測を試行した。この時，ミクロ組織変化予測結果から脆化を予測する式にはJEAC4201-2013と同様のものを用いた。その結果，脆化量の予測精度はJEAC4201-2013と同程度であり，改良ミクロ組織予測式を用いることで，JEAC4201-2013と同等の脆化予測精度を確保しつつ，ミクロ組織変化の予測を改善できることがわかった。

参考文献

[1] 原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007［2013年追補版］，（一社）日本電気協会，電気技術規程，原子力編，2013.

*Yoshinori Hashimoto[1], Akiyoshi Nomoto[1] and Kenji Nishida[1]

[1]Central research institute of electric power industry.

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

Fri. Sep 13, 2019 11:10 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 2:10 AM - 3:00 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[3H07-09] Severe Acident

Chair:Yoshinori Hashimoto(CRIEPI)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3H07] Effect of heating during the severe accident on the microstructure and the strength of LWR structural steels

(1)Experimental estimation on the change of microstructure and strength of the containment vessel steel during the severe accident

*Kento Takahashi[1], Takumi Hashimoto[1], Taro Fumimoto[2], Kouki Matukata[1], Shiro Jitukawa[1] (1. National Institute of Technology, Fukushima College, 2. Tokyo Institute of Technology)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3H08] Effect of heating during the severe accident on the microstructure and the strength of LWR structural steels

(2)Change of microstructure of austenitic alloys for the core internals by ion-irradiation and annealing

*Takumi Hashimoto[1], Kento Takahashi, Hayato Ueda, Shiro Jitsukawa (1. National Institute of Technology, Fukushima College)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3H09] Study on high temperature oxidation behavior of cladding in air/steam mixture

*Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1] (1. JAEA)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

炉材料の微細組織と強度に対する過酷事故時の熱影響について
（1） 格納容器鋼の微細組織及び強度変化の検討

Effect of heating during the severe accident on the microstructure and the strength of LWR structural steels.
(1) Experimental estimation on the change of microstructure and strength of
the containment vessel steel during the severe accident and decommissioning process.

*髙橋 憲人[1]、文元 太郎[2]、橋本 拓実[1]、松形 光紀[1]、實川 資朗[1]
[1] 福島工業高等専門学校、[2] 東京工業大学

溶融燃料が接近したことにより福島第一原子力発電所の 1 から 3 号機の格納容器材料は 1 週間以上にわたって加熱され、微細構造及び強度に影響を受けた可能性がある。格納容器鋼の類似鋼試験片を 650-1450℃に加熱/保持後、急冷／炉冷した。また、冷間加工を加えた試験片を作製した。硬さ、微細組織、引張特性、破壊靭性を測定し、加熱や変形の影響を評価した。急冷及び冷間加工により破壊靭性値は低下した。

キーワード：福島第一原子力発電所 、廃炉措置 、格納容器鋼の温度、温度履歴効果、破壊靭性、微細組織

1. 緒言

福島第一原発の機器は過酷事故に伴い加熱などによる損傷を受けた、或いは、廃炉作業時に変形による損傷を受ける可能性がある。格納容器鋼の類似鋼である STS370 鋼に広い範囲の熱履歴、冷間加工を与え、硬さ、引張特性、破壊靭性値、微細組織等への影響を評価し、加熱/冷却、或いは、塑性変形の影響を評価する。ここでは、比較的高温域の加熱の微細組織などへの影響及び冷間加工の破壊靭性への影響を報告する。

2. 実験

供試材には、マーク I 型原子炉格納容器鋼である SGV480 の類似材である STS370 を用いた。事故時の炉内状況は十分には把握されていないため、加熱温度範囲を融点以下の広い範囲とした。保持時間(温度は一定)として 10 時間程度までとした。また、TMI-2 での事例を考慮し[1]、冷却速度を炉冷から-100℃/s 程度までとした(水の噴霧状態を調整し冷却速度を変えた)。このように温度履歴を与えた試験片に単軸引張, 除荷コンプライアンス法による破壊靭性試験等を行った。

3. 結果・考察

STS370 鋼の受け入れ材、1200℃以下の加熱後の急冷材及び徐冷材の硬さ(Hv)は、それぞれ 110-130、130-210 及び 90-120 程度であった。加熱温度を 1300℃以上にすると、急冷後の硬さは 300-400 以上に増加し、微細組織にはラスマルテンサイトが、また 670℃で 100 時間の時効材では炭化物の形状変化が見られた。図に光顕組織の例を示す。

急冷材では、破壊靭性値(J_Q 値)の低下が生じた。一方、冷間加工により硬度が増した試験片の破壊靭性値(J_Q 値)も低下した。比較的、圧下率が低い 5%圧延材の試験片であっても、脆性的な破壊を生じた。図に試験後の試験片の例を示す。

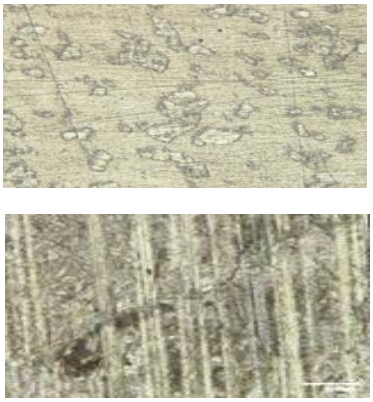


図 光顕組織（上）670℃時効材、（下）1300℃急冷材



図 試験後の 5%圧延材（ほぼ脆性的に破壊した）

参考文献

[1] G.E. Korth, et al., Nuclear Engineering Design 167(1997)267-285

* Kento Takahashi[1] ,Taro Fumimoto[2], Takumi Hashimoto[1],Kouki Matukata[1] and Shiro Jitsukawa[1]

[1]NIT Fukushima college [2]Tokyo Institute of Technology

炉材料の微細組織と強度に対する過酷事故時の熱影響について
(2) 照射を受けた炉心機器用オーステナイト鋼の焼鈍による微細組織変化

Effect of heating during the severe accident on the microstructure and the strength of LWR structural steels
(2) Change of microstructure of austenitic alloys for the core internals by ion-irradiation and annealing

*橋本　拓実[1]、高橋　憲人[1]、上田　隼[1]、實川　資朗[1]
1．福島工業高等専門学校

イオン照射した 316 鋼の微細組織への焼きなましの影響を、透過電子顕微鏡観察により評価した。焼鈍により照射導入転位ループの大きさの増大と数密度の減少が生じた。焼鈍温度を上げるとキャビティーの形成が見られた。

キーワード：福島第一原子力発電所，廃炉措置，軽水炉，微細組織，加熱

１．緒言

316 鋼などの炉内機器材料では、中性子の照射損傷により導入された微細組織が、加熱により特徴的な変化を生じる。このことから、微細組織から福島第一原発の炉内機器などの事故時の温度及び残存強度推定の手がかりが得られると考えられる。そこで、微細組織変化と焼鈍(加熱)条件の関係などを評価する。なお、TMI-2 では、微小試料の微細組織などから圧力容器の温度履歴及び破損マージンが推定された[1, 2]。

２．実験方法

試料には 6mm×3mm×0.75mm の短冊状の 316 鋼(0.013C-0.47Si-17.4Cr-12.6Ni-1.55Mn-2.5Mo-0.025P-0.001S-0.1N-Fe、Kobelco 製)を用いた。試料を 1100℃で溶体化処理し、表面をバフ研磨、電解研磨(リン酸-硫酸-メタノール)にて仕上げ，量研機構の高崎研究所 TIARA 施設にて，10MeV^{3+}の鉄イオンと，1MeV^{+}のヘリウムイオンを照射した。照射温度は，主に 300℃とした。照射量は，主に鉄イオンによる弾き出し損傷量を 1dpa とし，ヘリウムイオンの量は，弾き出し損傷速度との関係で約 10appmHe/dpa とした。照射後，400℃以上で焼鈍し，FIB にて電顕試料を作製し、電顕観察した。併せて，硬さの変化を評価した。

３．結果・考察

焼鈍による転位ループからなる微細組織の変化を図 1 に示す。400℃の焼鈍でも、保持時間が 10000s に達すると明瞭な変化が生じ、転位ループの数密度は、照射後の 4.5x10^{23}/m^{3}程度から半分程度に、大きさは平均して 2 倍程度に変化した。同様な変化は、500 から 650℃の焼鈍でも、それぞれ 3000s から 300s 程度の保持時間で生じる。750℃では 1000s までの焼鈍で、転位ループの数密度は 1 桁程度減少する。

さらに、高い温度域ではキャビティーの形成が見られた。1050℃で 3000 秒焼鈍した場合の例を図 2 に示す。観察されたキャビティーの大きさは直径 5-10nm 程度である。一方、数密度は低く 1×10^{20}/m^{3}台であった。ヘリウムイオンの注入を行ったため、キャビティーはヘリウム原子を含むと思われる。

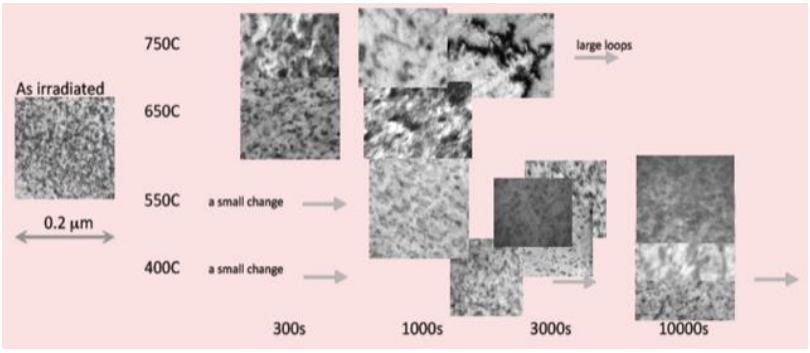


図 1 焼鈍による微細組織変化の温度及び時間依存性

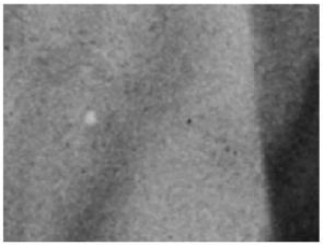


図 2 キャビティー(1050℃, 3000s 焼鈍)

参考文献
[1] R. Pelli, TMIV(92)SF01.
[2] G.E. Korth, et al., Nuclear Engineering Design 167(1997)267-285

*Takumi Hashimoto[1], Kento Takahashi[1], Syun Ueda[1], Shiro Jitsukawa[1]
1.National Institute of Technology, Fukushima College

空気/水蒸気混合雰囲気中での被覆管高温酸化挙動に関する研究

Study on high temperature oxidation behavior of cladding in air/steam mixture

*根本 義之[1]，加治 芳行[1]，
[1]JAEA

使用済燃料プール(SFP)での冷却水の水位低下や冷却水喪失に起因する事故で想定される、燃料被覆管の高温酸化について、酸化層の詳細な組織観察等に基づき、空気と水蒸気が混合した雰囲気中において、乾燥空気中よりも酸化速度が速くなる原因の検討を行った。

キーワード：使用済み燃料プール、燃料被覆管、酸化、事故、安全性

１．緒言　ジルコニウム合金製の燃料被覆管は SFP 事故において、空気中、水蒸気中、もしくは空気と水蒸気の混合雰囲気中において､高温で酸化することが想定される｡被覆管の酸化は炉内等で想定される水蒸気中よりも、SFP 事故等で想定される空気中の環境において、より速く進むことが知られているが、一方、これまでの発表者らの研究[1]により、被覆管の酸化は乾燥空気中に比較して、空気と水蒸気が混合した雰囲気中において、より速く進む場合があることが示された。本研究ではその原因について検討した。

２．試験方法　20mm 長のジルカロイ 4 (Zry4)被覆管試料を用いた 800℃での酸化試験を、空気と水蒸気の混合比を変化させた雰囲気中で、熱天秤を用いて行った。酸化試験後の試料について、走査電子顕微鏡(SEM)による表面観察、酸化層断面の光学顕微鏡観察、レーザー・ラマン分光法による組成分析等を行った。

３．結果と考察　被覆管の酸化が水蒸気中よりも乾燥空気中で速くなる原理は、被覆管表面に酸化の初期に生成した緻密な酸化層に、ある時点で割れが生じ、その割れの内部での酸素欠乏に基づく ZrN 相の生成と Zr の再酸化が繰り返し生じ、局所的に多孔質な酸化層の生成が急激に進むことであると考えられている[2]。本研究においては、空気と水蒸気の混合雰囲気中での被覆管の酸化について詳細を検討し、乾燥空気中での場合と比較した。図１に一例として、環境中の酸素原子のモル量が空気由来のものと水蒸気由来のもので 50%ずつになるよう調整した環境中で、800℃、60min の酸化試験を行った。その時の Zry4 試料の表面の SEM 写真及び、表面近傍の断面での光学顕微鏡写真を示す。酸化層表面の割れ及び多孔質な酸化層生成は、乾燥空気中での場合の様に局所的ではなく、全面に見られた。ラマン分光の結果、多孔質な酸化層は単斜晶の ZrO_2 であり、合金と酸化層の界面近傍全体に点在して見られた析出物は ZrN であった。この結果から、空気と水蒸気の混合雰囲気中での酸化が、乾燥空気中よりも速くなる原因は、多孔質な酸化層の生成が局所的でなく、より広い範囲で生じたことであると考えられる。このことには、酸化の初期に合金表面に生成する酸化層の違いが関係している可能性が考えられる。講演では空気と水蒸気の混合比を変化させた環境中で、より短時間の酸化試験を行った試料の酸化層の詳細な観察結果等も紹介し、空気に水蒸気を混合した環境中で、乾燥空気中よりも速く酸化が進む原因について詳細を議論する。

本研究は、経済産業省の「平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（重大事故解析手法の高度化)」にて得られた成果の一部を含む。

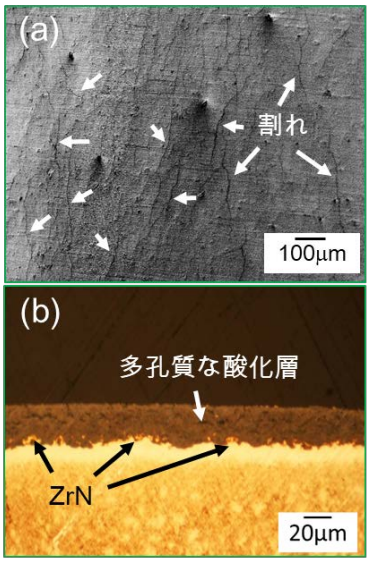


図１　空気 50%、水蒸気 50%の環境中で 800℃、60min の酸化試験を行った Zry4 試料。(a)表面の SEM 写真、(b)断面の光学顕微鏡写真。

参考文献

[1] Y. Nemoto, et al., “Influence of the Air/Steam Mixing Ratio in Atmosphere on Zirconium Cladding Oxidation in Spent Fuel Pool Accident Condition”, Proc. WRFPM 2017, (2017) A-193.

[2] O. Coindreau, et al., “Air oxidation of Zircaloy-4 in the 600–1000C temperature range: Modeling for ASTEC code application”, J. Nucl. Mater., 405, (2010) pp.207–215.

*Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1],
[1]JAEA

General Meeting

Fri. Sep 13, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[3H_GM] 「材料部会」第39回全体会議

[3H_GM] General Meeting

General Meeting

[3H_GM] 「材料部会」第39回全体会議

Fri. Sep 13, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room H (Common Education Bildg. 2F B21)

[3H_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2019 2:45 PM - 3:35 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[3H10-12] ODS Steel

Chair:Shinichiro Yamashita(JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3H11] Phase stability under ion-irradiation in ODS ferritic steels strengthened by different sorts of oxide particles

*Peng Song[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Akihiko Kimura[1] (1. Kyoto Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3H12] In-situ observations of instability of nano-oxide particles in ODS steel under electron irradiations at elevated temperatures

*Hiroaki ABE[1], Sun-Ryung Oh[1], Sho Kano[1], Huilong Yang[1], Tamaki Shibayama[2] (1. University of Tokyo, 2. Hokkaido University)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

Phase stability under ion-irradiation in ODS ferritic steels strengthened by different sorts of oxide particles

*Peng Song[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Akihiko Kimura[1]
[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto University.

Abstract

The phase stability in ODS ferritic steels with different oxide forming elements addition were investigated by the ion irradiation at 200 ºC up to the nominal damage levels of 10 dpa. After the irradiation, both the averaged sizes and number densities of oxide particles decreased continuously with the local damage level increasing.

Keywords: phase stability, oxide particle, ODS steels, ion irradiation

1. Introduction

An ultrahigh density of oxide particles and fine grains provide ODS ferritic steels with high tensile, creep and fatigue strength at elevated temperatures, as well as excellent radiation tolerance. The Ti-addition to FeCr-ODS steels refined oxide particles by forming the nano-sized (Y, Ti, O) particles, which were dominated by $Y_2Ti_2O_7$ pyrochlore and Y_2TiO_5. However, the Al-addition to FeCr(Y, Ti)-ODS steels altered the dominated particles from fine (Y, Ti) oxide particles to larger $YAlO_3$ (YAH and YAP) or $Y_4Al_2O_9$ (YAM) in FeCrAl-(Y, Ti)-ODS steels, and a small addition of Zr to FeCrAl-(Y, Ti)-ODS steels altered the majority of oxide particles from (Y, Al) ones to (Y, Zr) ones, mainly $Y_4Zr_3O_{12}$, where the latter oxide particles have smaller size and higher number density. Considering the difference in chemical compositions and structures of the three types of oxide particles, we aimed to investigate their stability in ODS ferritic steels by means of ion irradiations.

2. Experiment

Three ODS ferritic steels with Y, Ti co-addition (named by Y-Ti-ODS), Y, Ti, Al co-addition (named by Y-Al-ODS), Y, Ti, Al and Zr co-addition (named by Y-Zr-ODS) were irradiated with 6.4 MeV Fe^{3+} at 200 ºC up to the nominal damage levels of 10 dpa. After ion-irradiation, radiation defects and nano-sized oxide particles were observed by transmission electron microscope (TEM). The lattice structure and chemical compositions of oxide particles were characterized by high-resolution TEM (HRTEM) and energy-filtered TEM (EFTEM), respectively.

3. Results

Under the 200 ºC irradiation, the averaged sizes and number densities of (Y, Ti), (Y, Al) and (Y, Zr) oxide particles decreased continuously with the local damage level increasing. However, the number densities of (Y, Ti) oxides particles were decreased faster by ion-irradiation than those of (Y, Al) and (Y, Zr) oxides, possibly ascribed to the smaller size of (Y, Ti) oxides particles.

高温電子照射その場観察法による 酸化物分散強化（ODS）鋼中の酸化物ナノ粒子の不安定化

In-situ observations of instability of nano-oxide particles in ODS steel under electron irradiations at elevated temperatures

*阿部弘亨[1]，Oh Sun-Ryung[1]，叶野翔[1]、楊会龍[1]、柴山環樹[2]
[1]東京大学，[2]北海道大学

酸化物分散強化（ODS）鋼中の酸化物ナノ粒子は材料強化因子として重要であるが、最近の研究により照射下で不安定化することが明らかになりつつある。本研究では、超高圧電子顕微鏡内にて高温電子照射その場観察し、酸化物ナノ粒子の不安定化挙動を解析した。

キーワード：irradiation effect, ODS steel, high voltage electron microscopy

1. 緒言

酸化物分散強化（ODS）鋼中の酸化物ナノ粒子は、強度特性を担う主要な析出物であるが、原子炉または核融合炉の環境下では高速中性子による照射影響が懸念される。我々は、これまでに F82H 鋼中の MC、$M_{23}C_6$、および 9Cr-ODS 鋼中の酸化物ナノ粒子の照射誘起不安定化現象を報告してきた。本報告では、12Cr-ODS 鋼を対象とし高温電子照射下における酸化物ナノ粒子の不安定化現象の詳細解析を目的とする。

2. 実験方法

12Cr-ODS 鋼より電子顕微鏡試料を電解研磨法で作製し、北海道大学 超高圧電子顕微鏡（HVEM）内にて 300℃から 500℃の温度範囲において電子照射その場観察実験を行った。当該鋼中の酸化物ナノ粒子は Y-Ti-O 系化合物であり、代表的には $Y_2Ti_2O_7$ または Y_2TiO_5 である。電子照射実験では、当 G で開発した収束電子ビーム照射法、ならびに観察領域内でほぼビーム強度を均等とする一般的な電子照射法の双方を適用し、さらに高分解能像（HREM）観察も行った。

3. 結果および考察

実験範囲内において酸化物ナノ粒子の電子照射誘起不安定化を観察した。その速度や組織変化は照射温度と照射速度に強く依存した。これらは、これまでの当 G の実験結果と整合していた。一方で組織変化の詳細な解析により以下の新知見を得ることができた。

酸化物ナノ粒子のサイズ変化は単純収縮傾向にあるのではなく、ランダムに収縮と成長を繰り返し、時間平均として収縮傾向を示すことが分かった。この傾向は特に照射初期過程において顕著であり、収束電子ビーム照射条件におけるビーム周辺部において顕著であった。粒子の形状変化も観察され、その形状を楕円球近似したときの軸比は照射によりランダムに変化した。これらの傾向を、オストワルド成長機構をベースに解析を行った。酸化物ナノ粒子のサイズ変化は、この機構におおよそ従うと考えられるものの、一方でサイズ依存性など、古典論では説明できない点も新たに見つかった。これらについて当日詳細に報告する。

---

*Hiroaki ABE [1], Sun-Ryung OH [1], Sho KANO [1], Huilong YANG [1], Tamaki SHIBAYAMA [2]
[1] The University of Tokyo, [2] Hokkaido University

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

Fri. Sep 13, 2019 3:35 PM - 3:55 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 6:35 AM - 6:55 AM UTC | Room H Common Education Bildg. 2F B21

[3H13-13] SiC

Chair:Takuya Nagasaka(NIFS)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[3H13] Response of C/BN Particle Dispersed SiC Materials to Ion Irradiation

*Bo Huang[1], Kanjiro Kawasaki[1], Fujio Shinoda[1], Tatsuya Hinoki[1] (1. Kyoto Univ.)

3:50 PM - 3:55 PM JST | 6:50 AM - 6:55 AM UTC

Time reserved for Chair

Response of C/BN Particle Dispersed SiC Materials to Ion Irradiation

*B. Huang, K. Kawasaki, F. Shinoda, and T. Hinoki
Institute of Advanced Energy, Kyoto University, Uji 611-0011, Japan

Abstract

The precise control and weakness against environmental corrosion of the fiber/matrix interphase are bothering the SiC composite industry. To overcome these problems, the C/BN particle dispersed SiC composites without interphase have been developed and displayed promising prospect in nuclear applications. Here in this study the ion irradiation response of C/BN particle dispersed SiC materials will be firstly reported.

Keywords: Silicon carbide, C/BN particle, Ion irradiation, Swelling, Microstructure

1. Introduction

Basically weak fiber/matrix interphase such as carbon (C) or boron nitride (BN) is required for SiC_f/SiC composites. Precise control of the interphase material, however, is a critical issue in terms of large scale production and material cost. In addition, the interphase is the weakest point for the environmental effects. To overcome these problems, the C/BN particle dispersed SiC composites without interphase have been developed and displayed promising mechanical properties and oxidation resistance [1]. As other critical property for nuclear application, the irradiation response of C/BN particle dispersed SiC materials will be explored and reported here.

2. Experiments

SiC-20vol% BN and SiC-20vol% C matrixes were fabricated by liquid-phase sintering using hot press for consolidation. CVD SiC was used for comparison. These samples were polished to be mirror-like and then irradiated to 0.1/1/3 dpa by 5.1 MeV Si^{2+} ions in the DuET facility, Kyoto University. The surface morphology was observed by AFM and the swelling induced by irradiation was calculated from the AFM data. Hardness and elastic modulus were obtained by nanoindentation tests and the microstructure was observed by TEM.

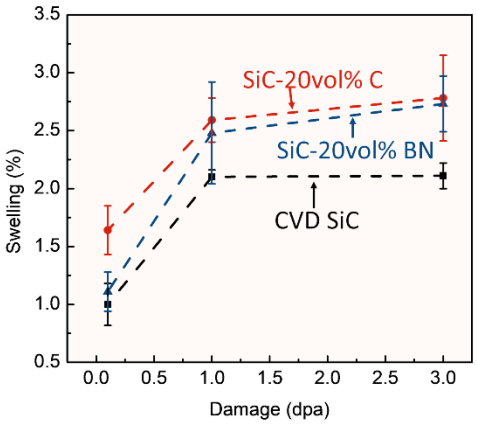


Fig. 1. Swelling after ion irradiation.

3. Results

The swelling of CVD SiC saturates at 1 dpa, to a value of ~2.1%, while the swelling of SiC-20vol% BN shows a larger swelling than CVD SiC at the three investigated damage levels and increases from 2.48 ± 0.44 % at 1 dpa to 2.73 ± 0.24 % at 3 dpa. The swelling of SiC-20vol% C shows a similar trend to that of SiC-20vol% BN, although the values are slightly larger. SiC-20vol% C, with the original hardness of 14.13 ± 3 GPa to hardness of 21.35 ± 4.02 GPa after damage of 3 dpa, also shows more severe irradiation hardening than SiC-20vol% BN (original 19.04 ± 2.22 GPa to 21.71 ± 3.37 GPa after damage of 3 dpa). More details will be given in the later full report.

4. Conclusion

After irradiation, the liquid-phase-sintered SiC-20vol% BN and SiC-20vol% C matrixes show similar trend of swelling and hardening to CVD SiC, although the values are slightly larger.

References

[1] Tatsuya Hinoki, Kanjiro Kawasaki, Fujio Shinoda, and Kazuya Shimoda, "High temperature mechanical properties of BN particle dispersion SiC composites" in "Composites at Lake Louise 2017", ECI Symposium Series, (2017).

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

Fri. Sep 13, 2019 9:30 AM - 10:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[3I01-05] Low-radioactive Waste Treatment

Chair:Yoshiharu Sakamura(CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3I01] Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant
(21)Practical study on Cs and Sr adsorption process in LWTF.

*Yoshiyuki Ito[1], Ryotatsu Matsushima[1], Takano Masato[1], Tatsuya Suzuki[2], Shinsuke Miyabe[3], Takashi Sakuma[4] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. of Tech., 3. Nippon Chemical Industrial Co.,LTD, 4. EBARA Corporation.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3I02] Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant
(22)Hydrogen generation evaluation of cement solidified by gamma irradiation

*Shoji Kataoka[1], Masato Takano[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3I03] Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant
(23)Study on the effect of impurities present in waste liquid on cement solidification

*Ryotatsu Matsushima[1], Masato Takano[1], Daiki Atarashi[2], Yasuo Saito[1] (1. JAEA, 2. Shimane Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3I04] Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant
(24)Study on Cement Based Encapsulation of Sodium Carbonate Liquid Waste at full scale ②

*kiyofumi takahashi[1], masato takano[1], fuminori sato[1], yasuo saito[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3I05] Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant
(25)Estimation of causes of stress corrosion cracking in incinerators

*Katsuhiko Koshino[1], Masato Takano[1], Fuminori Sato[1], Yasuo Saito[1] (1. JAEA)

10:45 AM - 10:55 AM JST | 1:45 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

東海再処理施設における低放射性廃棄物の処理技術開発
（21）Cs/Sr 吸着材の実機適用に向けた検討

Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant.
(21) Practical study on Cs and Sr adsorption process in LWTF.

*伊藤 義之[1]，松島 怜達[1]，高野 雅人[1]，鈴木 達也[2]，宮部 慎介[3]，佐久間 貴志[4]
[1]原子力機構，[2]長岡技科大，[3]日本化学工業㈱，[4]㈱荏原製作所

結晶性シリコチタネート（商品名：ピュアセラム）の実機 LWTF への適用を検討するため、バッチ吸着試験及びカラム通液試験を行った。

キーワード：吸着材、結晶性シリコチタネート、硝酸塩、セシウム、ストロンチウム

1. 緒言　本研究では、東海・再処理施設内の低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の液処理設備の吸着塔で使用する Cs 及び Sr 吸着材の検討[1]を行っている。本報では、Sr 破過容量の向上を図るため、結晶性シリコチタネート(ピュアセラム)の適用を検討した。

2. バッチ吸着試験　調製方法の異なるピュアセラム①及び②を遠沈管(30mL)に模擬液とともに封入後、振とう器内で横置きにして 24 時間振とうした。模擬液は、約 5 mol/L の $NaNO_3$ 溶液に Sr 濃度をパラメータ(初期 Sr 濃度：0.05～1,300 mg/L)として添加したものとした。振とう後、上澄み液を採取し Sr 濃度を ICP 質量分析又はガンマ核種分析により測定した。分析値を基に平衡吸着量を求め吸着等温線を測定した結果を図 1 に示す。ピュアセラム①は、同じ平衡吸着濃度に対しゼオライト(A 型)やピュアセラム②よりも平衡吸着量が大きく、高濃度の $NaNO_3$ 溶液において高い Sr 吸着性能を有することが分かった。

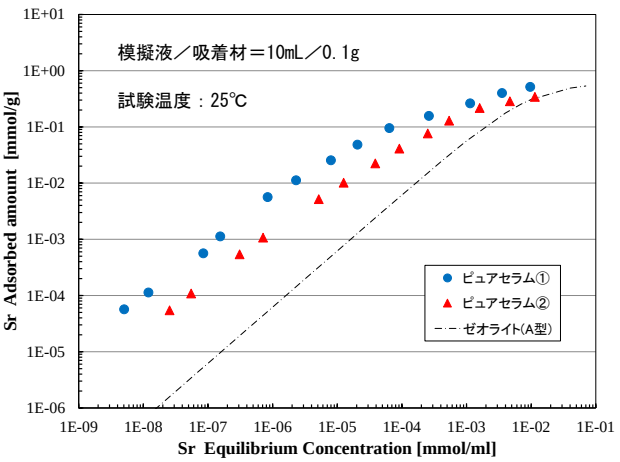


図 1　吸着等温線測定結果

3. カラム通液試験　実機を参考に 2 本の吸着カラム(10 mm ϕ×200 mmH)を Up-Flow 方式で接続し、2 本のカラムには上記 2 項の試験結果で高い Sr 吸着性能が得られたピュアセラム①を 100 mmH まで充てんし通液した。模擬液の組成は、実廃液を参考に $NaNO_3$ (約 5 mol/L), Cs (200 mg/L), Sr (50 mg/L), Ca (100 mg/L), Mg (50 mg/L)、線速度は、実機と同じ 25 mm/min とした。分画液の Sr 濃度分析結果から C/C_0（カラム通液前後の濃度の比）を求め、Sr の破過挙動を調査した結果を図 2 に示す。Sr の C/C_0 は、通液終了時(約 950 mL)に 5%破過点まで到達せず、前回の試験条件(Sr の 5%破過容量：約 160 mL)に比べて Sr 破過容量は向上する結果が得られた。

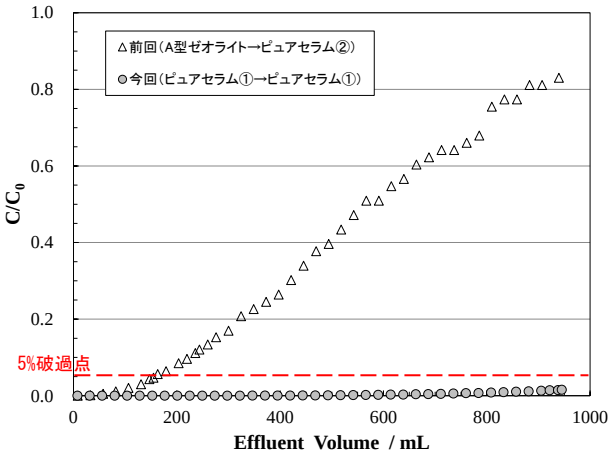


図 2　Sr の破過挙動

参考文献　[1]伊藤，松島ほか：2018 年秋の大会、2G04
本研究は JAEA と長岡技科大の共同研究成果の一部である。

*Yoshiyuki Ito[1], Ryotatsu Matsushima[1], Masato Takano[1], Tatsuya Suzuki[2], Shinsuke Miyabe[3] and Takashi Sakuma[4].
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nagaoka University of Technology, [3]Nippon Chemical Industrial Co.,LTD, [4]EBARA Corporation.

東海再処理施設における低放射性廃棄物の処理技術開発
（22）ガンマ線照射によるセメント固化体の水素生成評価

Development of treatment for low radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant
(22) Hydrogen generation evaluation of cement solidified by gamma irradiation

*片岡 頌治，高野 雅人，佐藤 史紀，齋藤 恭央
日本原子力研究開発機構

再処理施設から発生する低放射性廃液のセメント固化体のガンマ線照射による水素発生量を評価するため、模擬セメント固化体からの水素発生量を評価した。

キーワード：放射性廃棄物，セメント固化，ガンマ線照射

1. 緒言

低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)では、東海再処理施設で発生した低放射性廃液やリン酸廃液をセメント固化する計画である。このうち低放射性廃液については、核種分離(共沈・限外ろ過、Cs・Sr 吸着)を実施し、スラリ廃液と硝酸塩廃液に分離した上で、硝酸塩廃液については、硝酸根分解処理によって炭酸塩廃液とし、セメント固化を計画している[1]。セメント固化設備の安全性評価に向けた目的で、セメント固化体から発生する水素ガス量を評価する必要があるが、セメント固化体の水素生成 G 値[$G(H_2)$]は、使用するセメント材の組成や固型化される廃液成分等によって異なる。本研究では、実機で想定される組成(硝酸根の分解率)を持つ炭酸塩廃液を用いた固化体を作製した上で、ガンマ線照射して$G(H_2)$を測定した。

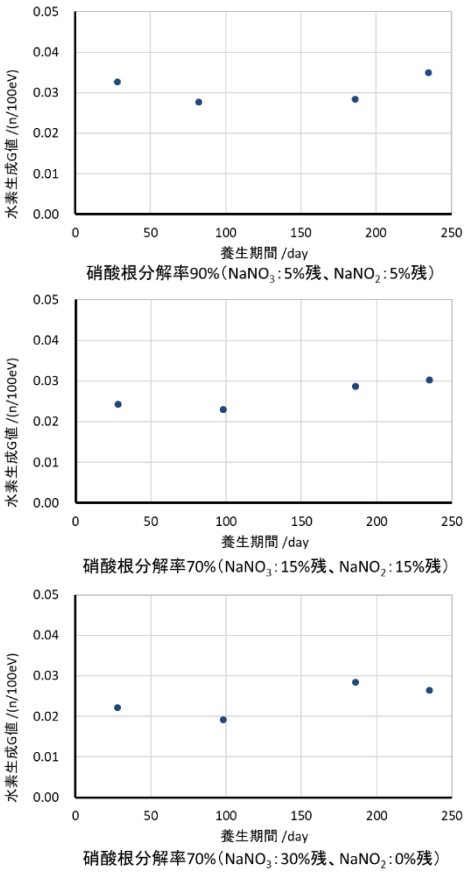


図 1　ロッド形状試料の$G(H_2)$測定結果

2. 実験方法

LWTF 設計条件に参考に、硝酸根分解率を 90%及び 70%とした炭酸塩廃液の模擬廃液を調整し、高炉セメント C 種[高炉スラグ：普通ポルトランドセメント(OPC)＝7：3]と混練した。続いて、混練した試料を、ロッド形状(φ11.5 mm×50 mmH)に成型し、所定期間 20°C で養生、その後、ロッド形状試料をガラス瓶に入れシリコンセプタムにより密封した。試料入りガラス瓶を、QST 高崎研 Co-60 ガンマ線照射施設にて照射し、容器内気相部の水素ガス濃度を分析して$G(H_2)$を算出した。

3. 結果

セメント固化体の $G(H_2)$は 0.02～0.04 n/100eV であり、OPC を水で混練した固化体の $G(H_2)$[0.08～0.15 n/100eV]と比較して非常に小さな値であった。各硝酸根分解率を想定した炭酸塩廃液を用いた場合、養生期間 28 日以降$G(H_2)$がほぼ一定であることから、養生期間の増加は$G(H_2)$に影響しないことが判明した(図 1)。

参考文献

[1] 松島，他，“東海再処理施設における低放射性廃液の処理技術開発(19)　実規模大における炭酸塩廃液のセメント固化検討”，日本原子力学会「2018 年秋の大会」，3J01(2018).

本報は、量子科学技術研究開発機構の施設共用制度による成果を含む。

*Shoji Kataoka, Masato Takano, Fuminori Sato, Yasuo Saito
Japan Atomic Energy Agency

東海再処理施設における低放射性廃棄物の処理技術開発
（23）廃液内に存在する夾雑物の影響の検討

Development of Treatment for Low Radioactive waste in Tokai Reprocessing Plant
(23) Study on the effect of impurities present in waste liquid on cement solidification

*松島 怜達[1], 髙野 雅人[1], 新 大軌[2], 齋藤 恭央[1]
[1] 日本原子力研究開発機構, [2] 島根大学

低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)における炭酸塩廃液に対するセメント固化技術開発として、高炉スラグ(BFS)及び普通ポルトランドセメント(OPC)を主成分としたセメント材の適用を検討している。本報では、廃液内に含まれる可能性がある夾雑物についてその影響を検討したので報告する。

キーワード：東海再処理施設, LWTF, 低放射性廃液, 炭酸 Na, セメント固化

1. 緒言　LWTF は、東海再処理施設より発生する低放射性廃液および低放射性固体廃棄物を処理する施設である。ここでは、低放射性廃液の処理に伴って発生する硝酸塩廃液に対して、硝酸根を分解することで炭酸塩廃液とし、その後、セメント材を加えることで固化体とする計画であり、安定した混練に向けた検討、設計を進めている。廃液に含まれる夾雑物がセメント固化へ影響を与える可能性を考え、炭酸塩廃液に含まれると考えられる夾雑物のうち、影響の可能性がある硫酸塩及び TBP について影響を検討した結果を報告する。

2. 試験　廃液中に含まれる塩の割合を LWTF で想定されている炭酸 Na が 90mol%(=脱硝率)、硝酸 Na が 10mol %となるように調製し、さらに、夾雑物として塩の一部を硫酸 Na に置き換えた(硫酸 Na/炭酸 Na =0.03)、あるいは TBP を 400ppm となるように添加した。ここへ、塩充填率(総重量に対する塩の割合:wt%)が 18wt%、水セメント比(水の重量をセメント材の重量で除した値)が 0.75 となるようセメント材(高炉セメント C 種(BFS:OPC=7:3))を添加して、固化体試料を調製した。(それぞれ夾雑物無、硫酸 Na 添加、TBP 添加とする)

3. 結果・考察　セメントペーストの pH については、何れの試料についても混練前後の変化に大きな差は確認されなかった。　また、セメントペーストの JIS フローの結果より、流動性は TBP 添加 > 硫酸 Na 添加 > 夾雑物無の順となったが、何れの試料についても 1 日で硬化しており、硫酸 Na 及び TBP が固化体への与える影響は少ないと考えられる。硫酸 Na は OPC の反応を促進させることが知られているが、炭酸 Na は OPC だけでなく、アルカリとして BFS の反応を促進させることから、水和物(C-S-H 等)の生成をより進行させると考えられる。そのため、炭酸 Na の量が減少することで、水和物の生成が減少し、試料中のフリーの水が増加、夾雑物無添加と硫酸 Na 添加の流動性に差が確認されたと考えられる。また、TBP は強アルカリにより加水分解することが知られているが[1]、試料中で OPC による反応が進行して pH が上昇することで、TBP がリン酸へと変化したことが考えられる。このリン酸がセメント中の Ca イオンと反応してセメント水和反応を抑制することで、上記と同様にフリーの水が増加し、夾雑物無添加と TBP 添加の流動性に差が確認されたと考えられる。

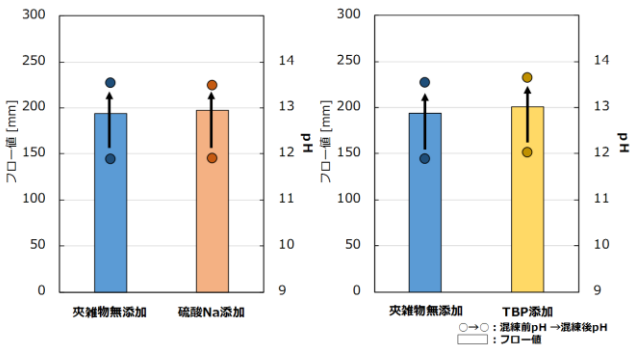


図 1 夾雑物添加による試料の諸物性の変化について

参考文献

[1] NEDO, 有害性評価書 Ver. 1.0 No.141 りん酸トリ-n-ブチル, (2007)

本研究は JAEA と島根大学の共同研究「高アルカリ性放射性廃液固化に関する基礎研究」の成果の一部である。

* Ryotatsu Matsushima[1], Masato Takano[1], Daiki Atarashi[2], Yasuo Saito[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Shimane University.

東海再処理施設における低放射性廃液の処理技術開発
（24）実規模大における炭酸塩廃液のセメント固化の検討②

Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant

(24) Study on Cement Based Encapsulation of Sodium Carbonate Liquid Waste at full scale②

*高橋 清文，髙野 雅人，佐藤 史紀，齋藤 恭央

日本原子力研究開発機構

低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)における炭酸塩廃液に対するセメント固化技術開発として、高炉スラグ(BFS)及び普通ポルトランドセメント(OPC)を主成分としたセメント材の適用を検討している。本報では、実規模大で模擬廃液のセメント固化試験を行い、試験条件を変化させた際の圧縮強度への影響について検討した。

キーワード：東海再処理施設, LWTF, 低放射性廃液, 炭酸 Na, セメント固化

1. 緒言　LWTF は、東海再処理施設より発生する低放射性廃液及び低放射性固体廃棄物を処理する施設である。ここでは、低放射性廃液の処理に伴って発生する硝酸塩廃液に対して、硝酸根を分解することで炭酸塩廃液とし、その後、セメント材を加えることで固化体とする計画であり、安定した混練に向けた検討、設計を進めている。試験条件を変化させた際の圧縮強度への影響把握を目的に前報では、硝酸根の分解率(以下、脱硝率)が 90%、95%の炭酸塩廃液に関する実規模大の試験結果を報告した[1]。本報では、より脱硝率を高めた場合(100%)について報告する。

2. 試験　LWTF における処理を想定して、所定の濃度の炭酸 Na が含まれる模擬廃液を調製した。ここへ、塩充填率(総重量に対する塩の割合:wt%)が 15～20wt%、水セメント比(水の重量をセメント材の重量で除した値)が 0.65～0.85 となるようセメント材(高炉セメント C 種(BFS:OPC=7:3)、以下 BC）を添加して、総重量が約 300Kg となるように模擬固化体を作製した。模擬固化体を 28 日、182 日、364 日養生後、一部を採取(コアボーリング)して圧縮強度を測定した。

3. 結果・考察　前報[1]の結果と合わせて、今回得られた圧縮強度の測定結果を図に示す。図に示す通り、何れの条件においても、脱硝率の増加に伴って圧縮強度が増加する傾向が確認された。これは、塩充填率が同一の場合でも脱硝率を 90%から 100%にすることより、固化体に含まれる炭酸 Na の量が増加するためである。炭酸 Na はアルカリ塩であり、BFS の反応を促進すると考えられるため[1]、同じ塩充填率でも、脱硝率の増加に伴い BFS が早期に反応することで圧縮強度が増加したことが考えられる。

なお、脱硝率 90%では、圧縮強度が日数経過とともに増加しており脱硝率 100%についても圧縮強度の増加が見込まれ目標の 8MPa 以上を満たすと考えられる。

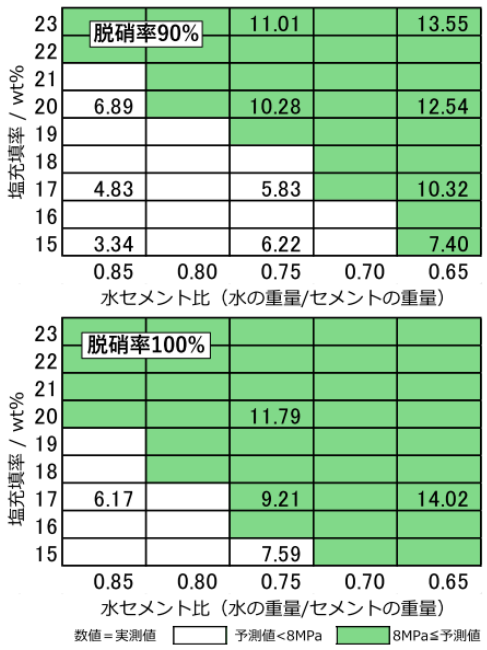


図　脱硝率ごとの圧縮強度(28 日材齢,BC)

参考文献

[1]松島, 他, 2018 年秋の大会, 3J01

* Kiyofumi Takahashi, Masato Takano, Fuminori Sato, Yasuo Saito

Japan Atomic Energy Agency

東海再処理施設における低放射性廃棄物の処理技術開発
（25）焼却設備における応力腐食割れ発生原因の推定

Development of Treatment for Low Radioactive Effluent in Tokai Reprocessing Plant

(25)Estimation of causes of stress corrosion cracking in incinerators

*越野 克彦，髙野 雅人，佐藤 史紀，齋藤 恭央

日本原子力研究開発機構

低放射性廃棄物処理技術開発施設(LWTF)の焼却設備では、コールド試験運転時に難燃性固体廃棄物の焼却試験を行ったところ、一部の SUS304 製機器に応力腐食割れが確認された。このため、腐食原因の推定を行った。

キーワード：東海再処理施設, LWTF, 焼却炉, 応力腐食割れ, 塩化水素, 焼却灰

1. はじめに：LWTF の焼却設備では、東海再処理施設等から発生する低放射性固体廃棄物を焼却処理する計画である。焼却対象に塩素を含有する塩化ビニル等が含まれるため、廃ガス中の塩化水素（HCℓ）の影響が想定される機器には NW6022 を使用しているが、その他の機器は HCℓ 等の流入を想定しておらず、SUS304 を使用している。本設備のコールド試験運転時において、焼却炉に廃棄物を投入する SUS304 製機器（廃棄物投入機）と、焼却灰を扱う SUS304 製機器に発錆が生じた。本報では、コールド試験運転後の詳細分析による腐食原因推定について報告する。

2. コールド試験運転後の詳細分析：廃棄物投入機の発錆（図１）が確認された部分の断面観察（マイクロスコープ、電子線マイクロアナライザー）にて、孔食状の底部からの割れ（写真 1）及び、孔食内部や内部浸食層への Cℓ の濃化（がみられた。コールド試験運転時にこの機器の腐食環境データを採取したところ、機器内部に設計で想定していなかった高濃度の HCℓ が確認されるとともに、機器内が露点に達していることが分かった。廃ガス中の HCℓ が湿分に集まることで文献[1]にある応力腐食割れが生じたと考えられる。設計では廃棄物投入機内に廃ガスが流入することは想定していなかったが、焼却炉下部から上部への上昇気流により、廃棄物投入機内に流入し、廃ガス中の水分が室温の機器内壁で凝縮し、露点に達していたと思われる。今後の改良検討で廃ガスの逆流防止（エアパージ等）を検討していく。

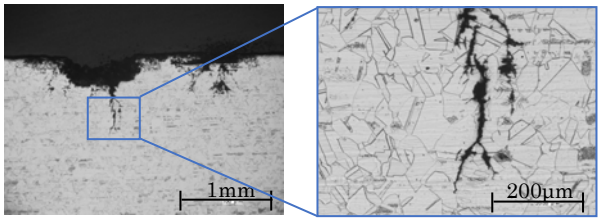


写真 1 断面マイクロスコープ観察結果

（孔食状の底部に割れが見られる）

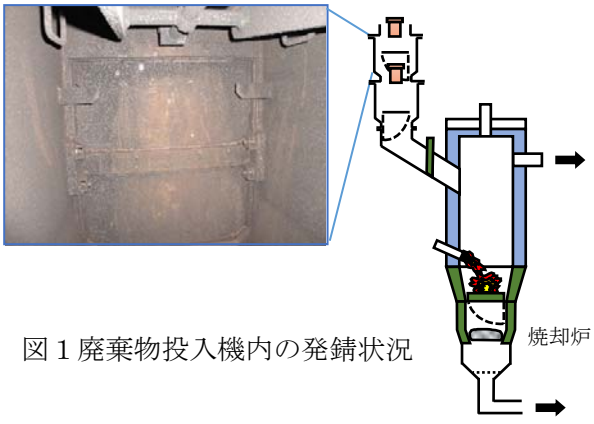


図 1 廃棄物投入機内の発錆状況

また、焼却灰を扱う SUS304 製機器では、コールド試験運転時に採取した焼却灰中の元素濃度測定にて、Cℓ の他、模擬廃棄物に起因する Ca, Mg, Na が検出され、$CaCl_2$, $MgCl_2$, NaCℓ として存在することがわかった。文献[2]では、これらが応力腐食割れの一種である塩化物大気腐食割れを生じさせることが報告されており、焼却灰を扱う SUS304 製機器でも同様に応力腐食割れが生じたと考えられる。

参考文献　[1] 大久保 防食技術，Vol30(1981)705、[2] 庄司三郎、大中紀之 防食技術，38,92-97（1989）

* Katsuhiko Koshino, Masato Takano, Fuminori Sato, Yasuo Saito
Japan Atomic Energy Agency

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

Fri. Sep 13, 2019 10:55 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[3I06-09] Evaporation and Dryness of Radioactive Solution 1

Chair:Masatoshi Iizuka(CRIEPI)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[3I06] Measures of evaporation to dryness for Rokkasho reprocessing plant
(1)Characteristics of evaporation to dryness

*Ryohei Okuda[1], Yusuke Akaishi[1], Shin Kawamura[1], Takatsugu Fuwa[1], Satoshi Segawa[1] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3I07] Measures of evaporation to dryness for Rokkasho reprocessing plant
(2)Analysis of evaporation to dryness

*Yusuke Akaishi[1], Ryohei Okuda[1], Shin Kawamura[1], Takatugu Fuwa[1], Satoshi Segawa[1] (1. Japan Nuclear Fuel Limited)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3I08] Measures of evaporation to dryness for Rokkasho reprocessing plant
(3)Counter measures for evaporation to dryness

*Shin Kawamura[1], Yusuke Akaishi[1], Ryohei Okuda[1], Takatsugu Fuwa[1], Satoshi Segawa[1] (1. JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3I09] Measures of evaporation to dryness for Rokkasho reprocessing plant
(4)Equipment design for evaporation to dryness

*Takatsugu Fuwa[1], Yusuke Akaishi[1], Ryohei Okuda[1], Shin Kawamura[1], Satoshi Segawa[1] (1. JFNL)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

六ヶ所再処理施設における蒸発乾固発生時の対策について
（1）重大事故等の蒸発乾固の特徴

Measures of evaporation to dryness for Rokkasho reprocessing plant
(1) Characteristics of evaporation to dryness

*奥田 遼平[1]，赤石 悠輔[1]，川村 慎[1]，不破 正嗣[1]，瀬川 智史[1]
[1]日本原燃㈱

事業指定基準規則第３５条「冷却機能の喪失による蒸発乾固の対処するための設備」に適合するための、六ヶ所再処理施設における冷却機能喪失による蒸発乾固への対策について報告する。

キーワード：再処理工場，重大事故，蒸発乾固

1. 蒸発乾固の特徴

再処理施設は、使用済燃料をせん断・溶解し、溶解液からウラン及びプルトニウムを分離・精製した後、製品となるＭＯＸ粉末を製造する工程、および、ウラン及びプルトニウム以外の核分裂生成物をガラス固化する工程から構成される（図１参照）。こうした工程の特徴から、再処理施設において扱う放射性物質は、広範な工程に分散して存在し、多種多様で、事故影響も様々な事故の発生が想定される。

使用済燃料をせん断・溶解し、ＭＯＸ粉末又はガラス固化体を製造するまでの間は、放射性物質は硝酸に溶解された状態で存在し、その溶液は放射性物質が有する崩壊熱により発熱する。再処理施設では、これらの溶液を複数の貯槽に貯蔵しており、特に発熱量の大きい溶液を保持する貯槽には、溶液を冷却するための冷却コイル又は冷却ジャケットが備え付けられており、これにより常時水冷している。

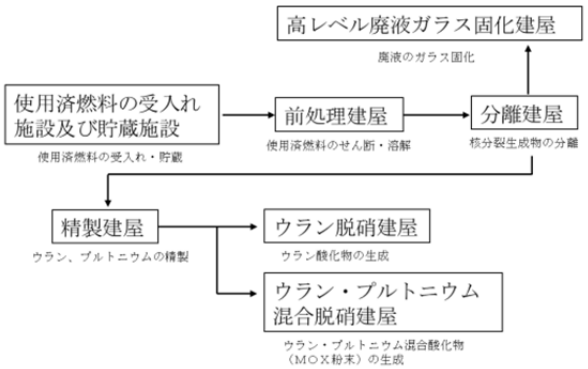


図１　再処理施設の主要な流れ図

この冷却機能が、地震、長時間の全交流動力電源の喪失又は冷却水を循環するためのポンプ等の動的機器の多重故障を原因として喪失し、代替する措置が講じられない場合には、貯槽に内包する溶液が有する崩壊熱により溶液の温度が上昇し、沸騰に至ることで、飛沫同伴により溶液に含まれる放射性物質が放射性エアロゾルとして気相中に放出される。（以下、本事象を「蒸発乾固」という。）

2. 蒸発乾固進展時において発生しうる事象の抽出

蒸発乾固の発生が想定される溶液は、高レベル濃縮廃液の他、溶解液、抽出廃液、プルトニウム溶液、プルトニウム濃縮液及び高レベル混合廃液であり、これらの溶液が蒸発・濃縮し、乾燥・固化に至り、乾燥・固化した後のさらなる温度上昇の過程においてどのような物理化学的挙動を示すのか検討を実施した結果、溶液が乾燥・固化に至る前の水分が存在する領域においては、従来知見であるルテニウムの揮発の他、有機物等が混入している溶液において爆発等へ進展する可能性があることを特定した。また、乾燥・固化後の水分が存在しない領域においては、上述の爆発等の他、乾燥・固化物の温度上昇に伴う放射性物質の揮発、貯槽の構造的な健全性が損なわれることに伴う臨界及び貯槽損傷の発生の可能性があることを特定した。

3. 蒸発乾固発生時の対策

蒸発乾固を「水分が存在する領域」及び「水分が存在しない領域」に整理し、「水分が存在する領域」において発生が想定される事象に対して内部ループ/冷却コイル又は冷却ジャケットへの冷却水の通水（発生防止対策）、貯槽内部への直接注水（拡大防止対策）、放射性物質のセルへの導出および管理放出（異常な水準の放出防止対策）を整備するとともに、「水分が存在しない領域」に対しても貯槽の空冷やセル冠水等の発生が想定される現象の発生防止又は影響の緩和に有効な対策を整備した。

4. 蒸発乾固の対策の設備設計条件

常設重大事故対処設備の設計条件として考慮すべき事故状態の考え方を整理するとともに、蒸発乾固に対処するための常設重大事故等対処設備を例に、具体的な設計条件を整備した。

* Ryohei Okuda[1], Yusuke Akaishi[1], Shin Kawamura[1], Takatugu Fuwa[1], Satoshi Segawa[1]
[1]Japan Nuclear Fuel, LTD

六ヶ所再処理施設における蒸発乾固発生時の対策について
（2）重大事故等の蒸発乾固の現象の分析

Measures of evaporation to dryness for Rokkasho reprocessing plant
(2)Analysis of evaporation to dryness

*赤石 悠輔[1]，奥田 遼平[1]，川村 慎[1]，不破 正嗣[1]，瀬川 智史[1]
[1]日本原燃㈱,

再処理施設において、冷却機能が喪失した際の、蒸発乾固の進展に伴い発生する現象の特徴、影響等について調査した。従来知見であるルテニウムの揮発の他、有機物を含む溶液の爆発、乾燥・固化物の温度上昇に伴う放射性物質の揮発、貯槽の健全性喪失による臨界、貯槽損傷の可能性について明らかにした。

キーワード：再処理工場，蒸発乾固，放射性物質の揮発，爆発，貯槽損傷，臨界

1. 緒言

蒸発乾固が進展した場合に想定される事象として、高レベル濃縮廃液の場合、沸騰が継続することで溶液中の硝酸濃度が上昇し、かつ、溶液の温度が上昇すると、溶液中に含まれる核分裂生成物のルテニウムと硝酸の反応が促進され、ルテニウムが揮発性の化合物へ変化し、溶液からの放射性物質の放出量が増大することが国内外の研究から明らかとなっている。

一方、蒸発乾固の発生が想定される溶液は、高レベル濃縮廃液の他、溶解液、抽出廃液、プルトニウム溶液、プルトニウム濃縮液及び高レベル混合廃液であるため、これらの溶液が蒸発・濃縮し、乾燥・固化に至り、乾燥・固化した後のさらなる温度上昇の過程においてどのような物理化学的挙動を示すのかについては明らかにされていない。そこで、過去の事故事例、溶液の特徴、扱う化学物質の組み合わせによる反応の有無等について多角的に検討を実施し、蒸発乾固進展時の現象について調査した。

2. 蒸発乾固進展時に想定される現象の整理

2-1. 溶液の濃度上昇の観点

蒸発乾固の発生が想定される溶液は、水分が存在する領域において沸騰が継続することに伴い、遊離硝酸濃度の上昇、遊離硝酸量の減少及び核燃料物質等の濃度上昇が生じる。そこで、ルテニウムの揮発以外に顕在化する可能性のある事象を検討した結果、臨界の可能性があることを明らかにした。これに対し、遊離硝酸濃度の上昇、遊離硝酸量の減少及び核燃料物質等の濃度上昇をパラメータとして未臨界性を評価したところ、いずれのパラメータ変動を考慮しても臨界に至らないことを確認した。

2-2. 共存する化学物質の観点

再処理施設において扱う化学物質には自己反応性物質の硝酸ヒドラジン及び硝酸ヒドロキシルアミン、可燃物としてのｎ-ドデカン、ＴＢＰ等があり、これらの化学物質が混入する可能性のある溶液は抽出廃液及び高レベル混合廃液である。これらの溶液の温度が７４℃又は１３５℃に至ると爆発等へ進展する可能性があるが、抽出廃液の場合、崩壊熱は小さく、これらの温度まで溶液の温度が上昇することはないことから、爆発等へ進展する可能性のある溶液は高レベル混合廃液のみとなる。また、高レベル混合廃液が乾燥・固化した後の水分が存在しない領域においては、硝酸塩（乾燥・固化物）及び可燃性物質の共存による爆発等の発生の可能性がある。これらに対し、高レベル混合廃液の模擬溶液を用いて、蒸発・濃縮から乾燥・固化後の温度上昇の各過程において爆発等の反応が発生するかについての確認試験を実施し、爆発等の反応が発生していないことを確認した。また、仮に爆発等が発生した場合においても機器の健全性を損なうものではないことを評価により確認した。

2-3. 乾燥・固化後の温度上昇の観点

崩壊熱が大きいプルトニウム濃縮液、高レベル濃縮廃液及び高レベル混合廃液では、蒸発乾固の進行により乾燥・固化に至り、乾燥・固化後は、温度上昇に伴う乾燥・固化物中の揮発性の放射性物質の放出の他、貯槽の構造的な健全性が損なわれる可能性がある。

プルトニウム濃縮液を保持する貯槽は、全濃度安全形状寸法管理及び中性子吸収材管理により未臨界を確保しており、プルトニウム濃縮液の乾燥・固化物の温度上昇に伴い中性子吸収材等が損傷することにより臨界に至る可能性があることを明らかにした。

高レベル濃縮廃液及び高レベル混合廃液の乾燥・固化物が温度上昇した場合には、比較的融点が低い酸化セシウム及びその他核種のさらなる放出に至る可能性があり、また、プルトニウム濃縮液、高レベル濃縮廃液及び高レベル混合廃液の乾燥・固化物の温度がさらに上昇した場合には、貯槽損傷の可能性があることを明らかにした。

3. 結論

過去の事故事例、溶液の特徴、扱う化学物質の組み合わせによる反応の有無等について多角的に検討を実施することで、蒸発乾固が進展した場合に顕在化する可能性のある現象を明らかにした。

---

*Yusuke Akaishi[1], Ryohei Okuda[1], Shin Kawamura[1], Takatugu Fuwa[1], Satoshi Segawa[1]
[1]Japan Nuclear Fuel, LTD

六ヶ所再処理施設における蒸発乾固発生時の対策について
（3）重大事故等の蒸発乾固に対する対策

Measures of evaporation to dryness for Rokkasho reprocessing plant
(3)Counter measures for evaporation to dryness

*川村 慎[1]，赤石 悠輔[1]，奥田 遼平[1]，不破 正嗣[1]，瀬川 智史[1]
[1]日本原燃株式会社

蒸発乾固への重大事故対策は、「水分が存在する領域」に対して事業指定基準規則第３５条に適合する信頼性の高い対策を整備する。
さらに、上記対応にも係らず、「水分が存在しない領域」に「蒸発乾固」の状態が進行した場合に備え、事業指定基準規則第４０条に基づく放射性物質の放出を抑制するための対策を整備する。

キーワード：**再処理工場，重大事故，蒸発乾固，重大事故対策**

1. 重大事故対策

1-1. 事業指定基準規則第３５条対策

(1) 発生防止対策

冷却機能が喪失した場合、蒸発乾固の発生を未然に防止するため、冷却コイル又は冷却ジャケットに冷却水を供給する配管（以下、本稿では「内部ループ」という。）に建屋の外部から通水し、蒸発乾固を想定する貯槽に内包する溶液を冷却する対策を整備する。
さらに、内部ループへの通水が実施できなかった場合においても、冷却コイル又は冷却ジャケットに建屋の外部から直接通水することにより、蒸発乾固の発生が想定される貯槽に内包する溶液を冷却する対策を整備する。

(2) 拡大防止対策

貯槽に内包する溶液が沸騰に至った場合、貯槽内部へ建屋の外部から直接注水することにより、揮発性のルテニウムが気相中に大規模に放出されるのを抑制し、「水分が存在しない領域」への進行を緩和する対策を整備する。

(3) 異常な水準の放出防止対策

貯槽に内包する溶液が沸騰に至った場合、機器に接続する排気系統の配管の流路を遮断することにより、放射性物質をセルに導出し、セルに閉じ込めることで放射性エアロゾルの沈着を図る。
また、放射性物質をセルに導出する前に、導出経路上に設置されている凝縮器に通水することで、沸騰に伴い発生する蒸気を凝縮し、放射性エアロゾルを除去する。セルの内圧が上昇し、経路外放出の可能性が高まった場合には、可搬型の排風機を起動し、高性能粒子フィルタにより放射性エアロゾルを除去することで大気中へ放出される放射性物質を低減し、管理しながら放出する対策を整備する。

1-2. 事業指定基準規則第４０条対策

２報で明らかにしたプルトニウム濃縮液の臨界、貯槽損傷、その他揮発に対して以下の対処を整備する。

(1) プルトニウム濃縮液を保持する貯槽への対処

貯槽の形状及び貯槽の中性子吸収材の健全性を維持することが未臨界状態を維持する上で重要であり、これらを保護する方法として、貯槽が設置されているセル内にアクセスし、貯槽の外側に圧縮空気を供給することで中性子吸収材をはじめとする貯槽の構造材を空冷する対策を整備する。また、セル内に設置されている貯槽への注水配管を切断し、切断した箇所から直接貯槽内へ希釈水を供給する対策を整備する。

(2) 高レベル濃縮廃液及び高レベル混合廃液を保持する貯槽への対処

乾燥・固化物の温度上昇を出来る限り制限することで、乾燥・固化物からの放射性物質の移行を抑制し、貯槽の形状が損なわれることを防止することが重要である。プルトニウム濃縮液を保持する貯槽が設置されているセルとは異なり、高レベル濃縮廃液等を保持する貯槽が設置されているセルへのアクセスは高線量であり不可能なため、上記目的を達成するために、貯槽が設置されているセル内へ注水し、セルを冠水させることで貯槽を直接冷却する対策を整備する。
また、セシウムが大規模に揮発する状態に対しては、換気を停止し、できるだけ建屋内に滞留させることで、セシウムを固体化させ建屋内に沈降させる対策を整備する。

2. 結論

蒸発乾固を「水分が存在する領域」と「水分が存在しない領域」に整理し、各領域において発生が想定される現象に対して、その発生又は拡大を防止し、影響の緩和に有効な対策を整備した。

---

*Shin Kawamura[1], Yusuke Akaishi[1],Ryohei Okuda[1],Takatsugu Fuwa[1], Satoshi Segawa[1],
[1]Japan Nuclear Fuel, LTD

六ヶ所再処理施設における蒸発乾固発生時の対策について
（4）重大事故等の蒸発乾固の設備設計

Measures of evaporation to dryness for Rokkasho reprocessing plant
(4)Equipment design for evaporation to dryness

*不破 正嗣[1]，赤石 悠輔[1]，奥田 遼平[1]，川村 慎[1]，瀬川 智史[1]
[1]日本原燃株式会社

「再処理施設の設計及び工事の方法の技術基準に関する総理府令」の「第二十六条　重大事故等対処設備」に重大事故等対処設備に対する設計要求が規定されている。本報では、「第二十六条　第１項　第二号　想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮すること。」の要求に適合させるための常設重大事故等対処設備の設計条件の設定の考え方を報告する。

キーワード：再処理工場，重大事故，蒸発乾固，常設重大事故等対処設備，設計条件

1. 常設重大事故等対処設備の設計条件

再処理施設の設計基準設備において、例えば設備設計を行う際の基本パラメータである圧力及び温度は、通常運転時の使用状態におけるパラメータの変動幅を考慮した上で、最も厳しい運転圧力及び運転温度に設計余裕を考慮し、これを最高使用圧力及び最高使用温度として設定している。この際、「通常時の使用状態」からは、保守・点検、誤操作等の過渡的な状態は除外され、また、事故時に想定されるような状態も「通常時の使用状態」とはしていない。

常設重大事故等対処設備は、設計基準設備と共用する設備および重大事故等対策の専用設備の２種類に分類され、また、重大事故等対策が機能しているか否かによって、その設備が置かれる状態が変わる。こういった特徴を考慮し、設計基準設備における「通常時の使用状態」の考え方を参考に、重大事故等対処設備としての「通常時の使用状態」の考え方を以下のとおり整理した。

1-1. 重大事故等対策の成否の観点

重大事故等対策の成否の観点に立った場合、対象となる重大事故等対策の「通常時の使用状態」は、対策が達成すべき目標の状態と整理することが妥当であると考え、各対策が必要となる条件下において当該対策が成功している状態を「通常時の使用状態」と整理した。

(1)　発生防止対策

発生防止対策には、主に溶液を未沸騰状態に維持することを目標として実施する内部ループ通水と、内部ループ通水が機能せず、一時的に溶液が沸騰状態に至った後に事態を収束させることを目標として実施する冷却コイル／冷却ジャケット通水がある。こうした特長から、発生防止対策における「通常時の使用状態」は、より環境が厳しい冷却コイル／冷却ジャケット通水を実施している状態とする。

(2)　拡大防止対策

拡大防止対策は、重大事故等対策の発生防止対策が機能せず、溶液が沸騰している状態において、重大事故等対処設備を用いて貯槽内部に直接注水し、溶液が煮詰まることを防止することが目標であることから、発生防止対策の内部ループ通水が失敗し、溶液が沸騰している状態を「通常時の使用状態」とする。

(3)　異常な水準の放出防止対策

異常な水準の放出防止対策は、重大事故等対策の発生防止対策が機能せず、溶液が沸騰している状態において、重大事故等対処設備の凝縮器等を用いて、沸騰により気相中に移行した放射性物質を除去することが目標であることから、発生防止対策である内部ループ注水が失敗し、溶液が沸騰している状態で、拡大防止対策が成功し、かつ、凝縮器が稼動している状態を「通常時の使用状態」とする。

1-2. 常設重大事故等対処設備のうち設計基準設備と共用する設備及び重大事故等対処専用設備の「通常時の使用状態」の考え方

常設重大事故等対処設備の「通常時の使用状態」の基本的な整理は 1-2 に示したとおりであるが、常設重大事故等対処設備のうち設計基準設備と共用する設備は、本来の再処理運転中の「通常時の使用状態」に基づき設計されている。これらの設備側の観点に立った場合、重大事故等が発生している状態は、「通常時の使用状態」とはせず、過渡的な状態として整理するのが妥当である。

一方、常設重大事故等対処設備のうち、重大事故等対策の専用設備は、再処理運転中には使用しない設備であり、2-2 に示した重大事故等対処時の状態を「通常時の使用状態」と整理することが妥当である。

2. 結論

重大事故等対策実施時における「通常時の使用状態」の考え方を整理するとともに、各対策で使用する常設重大事故等対処設備の設計条件として考慮すべき状態を明らかにした。

---

* Takatsugu Fuwa[1], Yusuke Akaishi[1],Ryohei Okuda[1], Shin Kawamura[1], Satoshi Segawa[1],
[1]Japan Nuclear Fuel, LTD

General Meeting

Fri. Sep 13, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[3I_GM] 「再処理・リサイクル部会」第37回全体会議

[3I_GM] General Meeting

General Meeting

[3I_GM] 「再処理・リサイクル部会」第37回全体会議

Fri. Sep 13, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room I (Common Education Bildg. 2F D21)

[3I_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Over view Report：Research Committee on Feasibility of Nuclear Fuel Cycle

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[3I_PL] Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D and human resource development

Chair:Tadashi Inoue(CRIEPI)

[3I_PL01] Purpose of Establishment and aim of this committee

*Isamu Sato[1] (1. TCU)

[3I_PL02] Evaluation of quantities on various nuclear power generation scenarios

*Kenji Nishihara[1] (1. JAEA)

[3I_PL03] Evaluation of scenarios with increasing and no-changing demand for nuclear power

*Koichi Ohta[1] (1. CRIEPI)

[3I_PL04] Evaluation of scenarios with descending demand for nuclear power

*Takumi Saito[1] (1. Univ. of Tokyo)

[3I_PL05] Nuclear demand scenario and the R&D items

*Akira Sato[1] (1. MHI)

2019年秋の大会

総合講演・報告 4「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会活動報告

シナリオ・研究開発・人材育成を俯瞰した核燃料サイクルの成立性の検討状況

Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D and human resource development

（1）本委員会の設立趣旨と目的

(1) Purpose of Establishment and aim of this committee

*佐藤　勇[1]，井上　正[2]

[1]東京都市大学，研究専門委員会主査，[2]電力中央研究所，研究専門委員会前主査

1. 原子力(核燃料サイクルを中心に)の現状について

原子力業界は、2000 年代初頭の「原子力ルネッサンス」、2011 年の東日本大震災とともに生じた福島第一原子力発電所事故を経て、今後のエネルギー産業として、今まさに岐路に立っていると考えられる。その背景には、当該事故を踏まえた原子力産業に対する(反省も含めた)総括が明確になされないまま、これまでと大きな変化がみられない原子力政策路線を推進することに対する社会受容が困難になっている状況がある。一方で、福島第一原子力発電所の廃炉に対する取組を第一優先で行っていく必要があることは、地域及び社会からの強い求めであるが、今後の核燃料サイクルはどのような路線に向かうのか、福島第一原子力発電所や通常炉の廃止措置から発生する放射性廃棄物の最終的な処理・処分はどのようにしていくか、などの検討を行うことが必要である。

このような背景において、本研究専門委員会では、今後の原子力発電利用に伴う核燃料サイクル等のバックエンドがどのような姿になるのか、将来の発電量を変数として検討し、廃棄物処分場への負担なども考慮して、議論を開始している。ここではその経緯やこれまでの検討状況を報告する。

2. 本研究専門委員会の設立趣旨と実施内容

上述のように、現状のウランの埋蔵量やコスト、使用済み燃料の発生量、処分のオプションや課題など、これまでのシナリオや路線に囚われることなく、目指すべき姿を見据えて幅広く検討することが必要である。そこで、これまでの状況を調査し、情報を整理すると共に今後のシナリオについて幅広く討議し、複数の核燃料サイクルシナリオ、例えば、軽水炉のみのシナリオ、従来シナリオを含めた軽水炉－高速炉シナリオ、高速炉＋先進炉シナリオなどを示すと共に、これまで検討してきた調査資料と合わせて整理、およびデータベース化し、それに基づき核燃料サイクルのあり方を検討することを目的として、本研究専門委員会を立ち上げた。以下の項目で調査を行い、核燃料サイクルに関わる研究のあり方について検討している。

・フロントエンド（ウラン資源など、海水も含め）の現状と課題
・燃料サイクル（コスト、資源論その他）の候補シナリオと課題
・再処理（既存、先進的）の現状と課題
・高速炉の可能性と整理、現状と課題

3. 高速炉及び再処理開発の現状

核燃料サイクルの枢要要素として、高速炉事業と再処理事業の状況を示す。

(1) 高速炉開発の現状

核燃料サイクルにおいて、Pu の効率的な利用、長半減期核種や Am、Np 及び Cm などのマイナーアクチニドの消滅処理を進める上で、高速炉は枢要な役割が付与されてきている。ところが、高速炉開発の要とされてきた高速増殖原型炉「もんじゅ」は、2016 年 12 月をもって廃止措置への移行が決定した。高速炉開発に

*Isamu Sato[1], Tadashi Inoue[2]

[1]Tokyo City Univ., Chairman, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry, Former Chairman

おいては、高燃焼度のため多くの長半減期核種が含まれる、軽水炉から発生する使用済燃料の処理、およびリサイクルする技術の開発が不可欠である。長半減期核種やマイナーアクチニドの消滅処理は加速器駆動システム(ADS)を用いた核変換技術も研究されているが、Pu の効率的な利用も考慮に入れ、軽水炉の稼働(あるいは、軽水炉で発生する Pu)も範疇にいれた核燃料サイクル全体としての高速炉の役割と位置付けを明確にすることは重要であると考えられる。

(2) 再処理事業の現状

原子力機構・核燃料サイクル工学研究所の再処理施設は、2007 年 5 月で操業を停止し、その後廃止措置に移行したため、国内の再処理施設は六ヶ所再処理工場(日本原燃株式会社)のみとなる。2006 年にアクティブ試験を開始したが、様々な原因及び 2011 年の福島第一原子力発電所事故後の「新規制基準」への対応などで本格稼働は未だになされていない。これまでの全量再処理から直接処分も選択肢とした議論もある。本専門委員会では、原子力利用のシナリオに応じてどのようなオプションがありうるかの検討を進めている。

上記では高速炉及び再処理の方向性を簡単に紹介したが、その他の核燃料サイクルの工程も含めて、技術的な観点、社会的な観点、経済的な観点、環境負荷の観点などの多面的に原子力に携わる我々が自ら、立場の垣根を越えて、検討を行うことに重要性があると考える。

4. 核燃料サイクルの成立性を定量的に評価するための「論点」

2017～2018 年度の本研究専門委員会第一期では、各分野の専門家・事業者から講演を聴講し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理及び高速炉開発における現状と課題を委員間で共有し、これらを基にどのような「論点」で検討していくべきか、「委員各個人として」の考えを抽出した。すなわち、委員はそれぞれの原子力業界としての立場があるわけであるが、この立場にとらわれず検討し、51 件の核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」を得た(この一部を表 1 に示す)。

表 1　核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」(一部)

論点	キーポイント	大分類	小分類
2050年の世界を想定した時、原子力はどのくらいの電源比率(発電量)であるべきか(3E+Sの観点で)。	電力比率	1. 電源比率	1. 実力評価
今後見据えての原子力と再生可能エネルギー利用の適値は？　FITが切れたときの再生可能エネルギーの利用は？	原子力v. s. 再生可能エネルギー	1. 電源比率	1. 実力評価
軽水炉サイクルの行く末が見えてくれば、高速炉サイクルの議論ができるようになる。 まずは10～20年後の軽水炉サイクル＋Ｐｕサーマルの成立性を議論。	LWRサイクル＋Puサーマルの成立性	2. シナリオ検討	1. 実力評価
学会として、想定される核燃料サイクルを合理的に定義し、それを技術的及び経済的に評価。 将来実現に向けての課題は何でをまた、どれだけ想定できるか。 現状と将来といってもいくつか考えられるので、これまでに想定されたケースでまず一度評価結果を整理してみる。それをきちんと現段階で再評価し、提示できる核燃料サイクルの選択肢を提示、成立性を技術的、経済的な観点から評価してはどうか。	技術的・経済的に合理的なサイクル	2. シナリオ検討	1. 実力評価
その世界（2050年断面での電源比率）が仮に2100年まで続くとしたら、燃料サイクル(再処理)は必要か？必要だとしたらいつ頃どの程度必要か？	世界の継続性	2. シナリオ検討	2. ニーズ
廃棄物の観点：直接処分した時に何が本質的な課題となるか(コストか、被ばくか)。	廃棄物直接処分	4. 開発	1. 意義
国際協力を含めたとしても、自国で開発する意義は何か？軽水炉は米国から輸入し、改良を重ねている。	自国開発の意義	4. 開発	1. 意義
再処理に必要な知見を照射済燃料を用いた実験によって実験室レベル・工学レベルで得るための施設・設備の老朽化が著しい。産官学が乗り入れが容易な施設・組織は必要ないか。	照射後試験施設の必要性	5. 研究	1. 基盤
我が国には一杯研究施設があった、ある。それが有効に利用されてこなかった理由は何か。	施設の有効活用	5. 研究	1. 基盤
大学、研究機関の技術研究力、開発力の大幅な低下　(原因とまだ立て直せるならあるべき方向)	開発力の低下	5. 研究	1. 基盤
継続的な原子力エネルギー利用のため、また研究開発の沈滞を防いで専門家とそれを目指す若者の意欲を守るためには、原子力施設のスクラップアンドビルドを説得力あるコストと期間で完了することが不可欠である。	Scrap&Buildの技術的・制度的方策	5. 研究	1. 基盤
課題の「核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」」ですが、ウラン資源の観点から、地球温暖化の観点から、等々、と言っても未来のことを予測することは不可能なので、人によって意見は異なるのが常であり、それが合っている、間違っているということはできないと思います（反原子力の人間を説得するための成立する要件を将来に求めても、それは考え方の問題になってしまい、トランス・サイエンスです）。 ただ、逆に、核燃料サイクルが成立するために必要な条件として、やはり「人材」は重要な項目だと思います。現在の所属や立場、目先の欲（金儲け？）から離れて、原子力利用が将来の人類にとって必要不可欠と本心から思い、他人から非難されても、ぐっとこらえて原子力技術の維持・革新にコツコツ取り組む人材がいなくては原子力利用自体の成立性がそもそもないと私は思います。	人材	6. リソース	1. 人材育成
大学の研究、人材育成はどうすべきか(最近の大学人のはやりの言葉、リスクマネージメント、レジリエンス、グレイデッドアプローチ　すべてこれ前向きの技術開発の言葉ではない)	大学における研究と人材育成	6. リソース	1. 人材育成
1F廃棄物(そこにある危機）の処理の行方　これが決まらずSF,HLWの処分を先に決められるか(対国民目線)	1F廃棄物問題	7. 外乱	

これらの論点には、原子力産業において以前から指摘されてきた課題も含まれているが、核燃料サイクルの各分野に横断的なものもある。また、原子力産業のシナリオに関しては、将来の国内外の様々な「状態」に依存することもあり、不確かさが大きく、多くの委員が懸念を抱いていることが分かった。さらには、核燃料サイクルに関する研究を工学レベルで進めていくためのインフラの老朽化に対する論点も指摘されている。このように論点は、様々なベクトルを示しているうえ、提案者と読み手の間での認識の差があるため、委員の間で高いレベルでの認識の一致を経た提言としていくためには、更なる作業が必要であると考えている。

5. 各分野におけるグループ活動と提案発想のための手法と全体のまとめの見通し

「論点」は、50 以上にのぼるうえ、単なる「まとめ」を追求するだけでは説得力のある提言とならないと考えられる。効率的かつ説得性のあるものにしていくには、ある程度の「議論の発散」、汗をかくための「実務的な作業」、及びこの後に「委員間の合意形成」が必須であると考えた。こうすることで、委員の皆の合意の上での提案となると考えられる。重要なポイントとしては、多方面からの議論を行うこと、実務的な作業(実態調査と評価)を行うこと及び委員間の合意形成を行うこととし、「論点」を以下の 5 グループに分け、グループ討論を実施している。

(1) シナリオ検討（原子力発電容量は現行の想定）
(2) シナリオ検討（同、上振れ）
(3) シナリオ検討（同、下振れ）
(4) 研究・開発
(5) 人材育成

なお、(1)～(3)のグループが用いる原子力発電の諸量評価は、JAEA が実施したものを用いて行った。

現在、グループ員が定期的に集まり活動を実施しているが、現在のところ、論点を拙速にまとめていくことを期待しておらず、まず委員での相互理解を深める活動(または、意見の発散)を行っている状態である。本グループ活動を経て、本研究専門委員会第二期末(2021 年 3 月)までに、核燃料サイクルの成立性に対する網羅的な「提言」を得ることができるよう活動を進めていく。

2019年秋の大会

総合講演・報告 4「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会活動報告

シナリオ・研究開発・人材育成を俯瞰した核燃料サイクルの成立性の検討状況

Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D and human resource development

(2) 多様な原子力発電シナリオに対する諸量評価

(2) Evaluation of quantities on various nuclear power generation scenarios

*西原 健司[1]

[1]日本原子力研究開発機構

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会において、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発・人材育成を議論するために、将来シナリオを幅広く想定し諸量解析を行った。諸量解析では、軽水炉・高速炉の将来発電量、使用済み燃料再処理量等を設定し、ウラン消費量、使用済み燃料蓄積量、プルトニウム蓄積量、ガラス固化体発生量等を見積もった。

キーワード：諸量評価、発電シナリオ、NMB コード

1. 緒言

2011 年の福島第一原子力発電所事故を境に､国による原子力発電の将来利用計画は大きく下方修正された。事故以前 50GWe の発電容量を擁した我が国は、2020 年にはさらに 58GWe へ増大する計画[1)]を進めるとともに、ウラン資源の節約や放射性廃棄物の削減のために、使用済み燃料再処理、プルサーマル利用、高速増殖炉への移行することが標準的な将来予測とされていた。しかし、事故以降、核燃料再処理路線の堅持と最低限必要な原子力発電の維持は示されているものの、2030 以降の原子力発電に対する計画は示されていない。

このような状況下で、今後の発電・核燃料サイクルについて幅広く討議し、どのような原子炉および核燃料サイクルの技術開発・人材育成が必要か検討するために、日本原子力学会において「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会が 2017 年に立ち上げられた。本評価はこの委員会での現実的な検討に資するために行われたものである。

将来シナリオとして、大胆な原子力発電の利用幅を以下のように想定した。A : 最も大きい場合、事故以前の計画に近い 66GWe の容量に拡大する。B: 現状維持の場合、国の計画値である 33GWe 程度を維持し続ける。C:最も利用が小さい場合、将来の新設・リプレースを想定せず、原子力発電の寿命に従ってフェーズアウトする。

2. 解析手法

諸量評価では､日本原子力研究開発機構が開発している NMB(Nuclear Material Balance)コード[2,3)]を用いた。このコードでは、入力された各年の商業炉発電量や再処理容量等から、使用済燃料、Pu 在庫、廃棄物などに移行するアクチニド核種のマスフローを計算する。

本コードは以下の特徴を有する。①半減期が数日よりも長い 26 のアクチノイド核種と 2 つの核分裂生成核種に対して、燃焼及び貯蔵期間中の組成変化を計算する。計算精度は、ORIGEN コード[4)]等の燃焼コードと同等である。②初期の ^{235}U 濃縮度や Pu 富化度を、無限実効増倍率を用いて決定する。それにより Pu 富化度の Pu 組成への依存性を考慮できる。③軽水炉、CANDU 炉、ガス炉、ナトリウム冷却 FBR、ADS が利用可能である。それぞれの炉心は、UO2、MOX、窒化物燃料等と組み合わせることが出来る。④核分裂生成物を幾つかのグループに分けて評価し、廃棄体発生量を評価可能である。その際には、温度制限を考慮して地層処分場の専有面積も評価する。⑤Microsoft Excel 上で動作する。

3. シナリオ

3.1 2018 年の状況

本研究では 2018 年時点の国の方針、原発の運転状況を考慮して、将来シナリオを設定した。2015 年 7 月の長期エネルギー需給見通し[5]によると、2030 年の電力需要は 9808 億 kWh と予測され、そのうちの 20～22%、すなわち、1962～2158 億 kWh を原子力発電が担うとされている。原子力発電所の設備利用率は 75%が想定されているため、発電容量は 29.8～32.8 GWe が 2030 年の目標と設定されている。

一方、2018 年 7 月時点における国内の原子力発電所の状況から予測される発電容量を図 1 に示す。ただし、現在建設中の原子力炉のうち、進行度が大きい大間および島根 3 号機は含め、小さい東通は除いた。

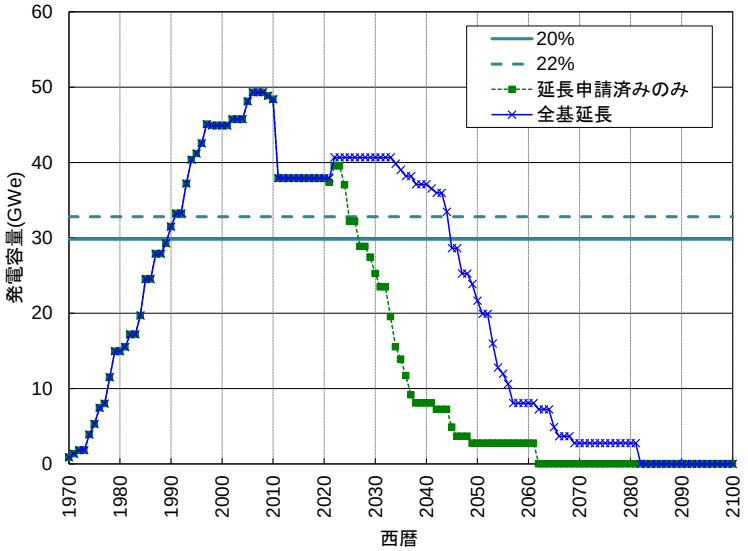


図 1　2018 年 7 月の状況から予測した発電容量

運転終了日が決まっていない原子炉については、2 つの場合を想定した。一つは、すでに 60 年の延長申請を実施したものは合格すると仮定し、それ以外のものは 40 年とした場合(図中「延長申請済みのみ」)、他方は全基 60 年の延長申請を実施した場合(図中「全基延長」)である。

前者の場合、2030 年の発電容量は 25 GWe であり、前述の目標に達しない。一方、全基延長した後者の場合は 2044 年まで前述の目標以上を維持可能であることがわかる。2044 年以降も 20～22%の発電容量を維持しようとすると、新設または 60 年以上の(2 度目の)運転延長が必要となる。

3.2 将来シナリオ

将来シナリオとして、表 1 ～ 3 に示すように、まず原子力発電の占める割合で 3 つのシナリオに大分類した。その後、発電容量の時間推移でおのおの 2 つに分類し、更に、核燃料サイクルのサブケースに分化した。なお、図 2 に各シナリオの発電容量推移を一覧した。

上振れシナリオ

上振れシナリオでは、長期エネルギー需給見通しで示された発電量の 2 倍、すなわち、国内発電の 44%を原発が担うと設定した。これは 66GWe の発電容量に相当し、2011 年以前に考えられていた 58GWe の発電容量に近いものである。

発電容量を 44%に維持する期間によって、二つのシナリオ(A、A')を設定した(表 1)。シナリオ A では、2050 年に 44%に到達し維持されるように建設を進める。シナリオ A'では、2040 年から緩やかに建設を行い、2100 年に 44%に到達し維持される。前者のシナリオでは、軽水炉の新設が 2040 年代に集中し、高速増殖炉への移行を考えた場合には合理的ではないため、A'のシナリオを設定した。また、現在稼働中の軽水炉はすべて 60 年に寿命延長するものとし、また、新たに建設するもの寿命は 60 年とした。

二つのシナリオに対して、各々4 つのサブケースを設定した。A1 および A'1 は、軽水炉を継続し、そこからの使用済み燃料を直接処分する、いわゆるワンススルーシナリオである。軽水炉のリプレースでは軽水冷却の SMR(スモールモジュラー炉)を想定するが、十分な設計情報が利用できないため、燃料設計・燃焼度など、従来軽水炉(ただし、高燃焼)と同じになると仮定した。これらのシナリオでは六ケ所再処理工場を稼働しない。

A2 および A'2 では、A1 と同様に軽水炉を軽水冷却 SMR でリプレースする。ウラン使用済み燃料の

全量を六ケ所再処理工場および、続く第二再処理工場で再処理し、プルトニウムを回収し、軽水冷却 SMR でプルサーマル燃料として利用する。

A3 および A'3 では 2055 年または 2060 年から高速炉系の SMR で軽水炉をリプレースする。高速 SMR も十分な設計情報がないため、大型ナトリウム冷却炉と同じ燃料設計が用いられると仮定した。A3 では、2040 年代に多数の軽水 SMR が建設され、2100 年付近にそのリプレースとして多数の高速 SMR が建設されるため、2100 年時点の高速 SMR 建設時に十分な量の Pu 在庫が存在する。そのため、高速 SMR の導入時期を 2055 年、BR(増殖比)を 1.1 として Pu 需給を満たすこととした。一方、A'3 では、軽水 SMR からの Pu 供給が不足するため、高速 SMR の導入を 2060 年に遅らせ、また、BR を 1.2 とする必要がある。

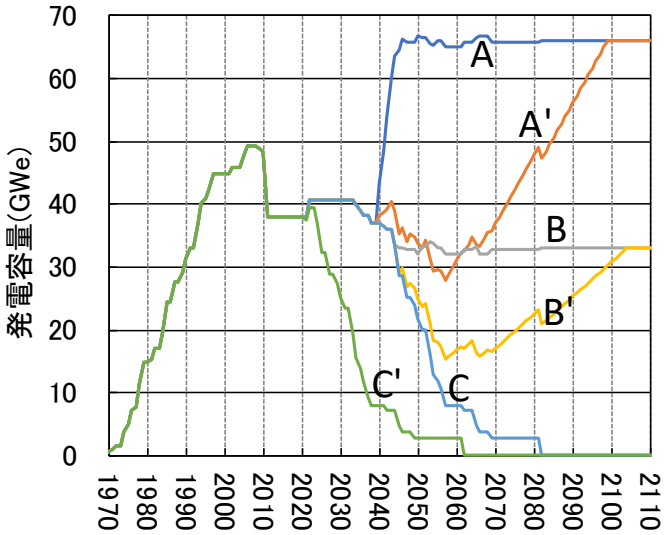


図 2　各シナリオの原子力発電量容量

現状シナリオ

現状シナリオでは、長期エネルギー需給見通しで示された発電量、すなわち、国内発電の 22%を原発が担うと設定した。これは 33GWe の発電容量に相当する。

B シナリオおよび B'シナリオは、A シナリオおよび A'シナリオと同様に、2040 年以降の新設の速さが異なる。また、4 つのサブケースについても、A シナリオと同様に設定した。

下振れシナリオ

下振れシナリオでは、現在建設中の原子炉のうち、進行度が大きい大間および島根 3 号機を最後とし、以降の新設およびリプレースを行わない。従って、現在稼働中および建設中の原子炉の運転の終了とともに、原子力発電を終了する。

下振れシナリオとして、現在稼働中の原子炉の運転期間を全て 60 年に延長したシナリオ C と、運転延長認可取得済みの原子炉のみ 60 年に延長したシナリオ C'を想定した。

サブケースとして、六カ所再処理工場を稼働しない C1 および C'1、六カ所再処理工場の稼働を制限し、余剰 Pu を生じさせない C1.5 および C'1.5、そして、六カ所再処理工場を稼働し、軽水炉使用済み燃料を全量再処理する C2 および C'2 を想定した。

C2 では、40 年間の六カ所再処理工場稼働で計画されている再処理量では、全量を再処理できないので、その場合は必要なだけ運転期間を延長するものとした。

表 1 上振れシナリオ

ID	発電容量	ｻﾌﾞｹｰｽ	サブケース概要
A (上振れ)	44%を 2050 年以降維持する。 全基 60 年延長する。	A1	軽水炉を軽水 SMR で更新、ワンススルー(六カ所再処理工場稼働無し)
		A2	軽水炉を軽水 SMR で更新、全量再処理(第二再処理導入)
		A3	軽水炉を高速 SMR で更新(2055 年、BR=1.1)全量再処理
		A4	同上。ただし、MA を Pu に随伴させてリサイクルする。
A' (上振れ)	2040 年から年間 1.1GWe で緩やかに容量を増やし、44%を 2100 年以降維持する。全基 60 年延長する。	A'1	A1 と同じ。
		A'2	A2 と同じ。
		A'3	A3 と同じ。ただし、高速 SMR は 2060 年から BR=1.2 で導入。
		A'4	A4 と同じ。ただし、高速 SMR は 2060 年から BR=1.2 で導入。

表 2 現状シナリオ

ID	発電容量	ｻﾌﾞｹｰｽ	サブケース概要
B (現状)	22%を 2030 年以降維持する。 全基 60 年延長する。	B1	軽水炉を軽水 SMR で更新、ワンススルー(六カ所再処理工場稼働無し)
		B2	軽水炉を軽水 SMR で更新、全量再処理(第二再処理導入)
		B3	軽水炉を高速 SMR で更新(2055 年、BR=1.03) 全量再処理
		B4	同上。ただし、MA を Pu に随伴させてリサイクルする。
B' (現状)	2040 年から年間 1.1GWe で穏やかに容量を加え、22%を 2100 年以降維持する。全基 60 年延長する。	B'1	B1 と同じ。
		B'2	B2 と同じ。
		B'3	B3 と同じ。ただし、高速 SMR は 2055 年から BR=1.2 で導入。
		B'4	A4 と同じ。ただし、高速 SMR は 2055 年から BR=1.2 で導入。

表 3 下振れシナリオ

ID	発電容量	ｻﾌﾞｹｰｽ	サブケース概要
C (下振れ)	新設/リプレースなし(フェードアウト) 全基 60 年延長する。	C1	ワンススルー(六カ所再処理工場稼働無し)
		C1.5	一部再処理(余剰 Pu を生じさせない)
		C2	全量再処理(必要なら六カ所延長)
C' (下振れ)	新設/リプレースなし 運転延長認可取得済みのみ 60 年延長	C'1	C1 と同じ
		C'1.5	C2 と同じ
		C'2	C3 と同じ

3. 解析結果

解析結果の一例として、B4 シナリオ(発電容量 22%、高速炉移行、MA リサイクル)を図 3 に示す。 左上から、各炉心の発電容量、各年度の原子炉運転開始量、プルサーマル割合、累積の天然ウラン需要、使用済み燃料貯蔵量、年間再処理量、プルトニウム蓄積量、マイナーアクチノイド蓄積量、ガラス固化体蓄積量が一覧されている。

4. まとめ

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会において、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発・人材育成を議論するために、将来シナリオを幅広く想定し諸量解析を行った。今回の諸量評価の目的は、上記の３つの発電シナリオに対して優劣・得失をつけることではない。現時点において重要なことは、将来想定される様々なシナリオに対して、いずれにも対応しうるように必要な技術開発課題、開発段階、実用化時期、必要な開発資源を検討することである。このような検討に本結果が利用されることを期待する。

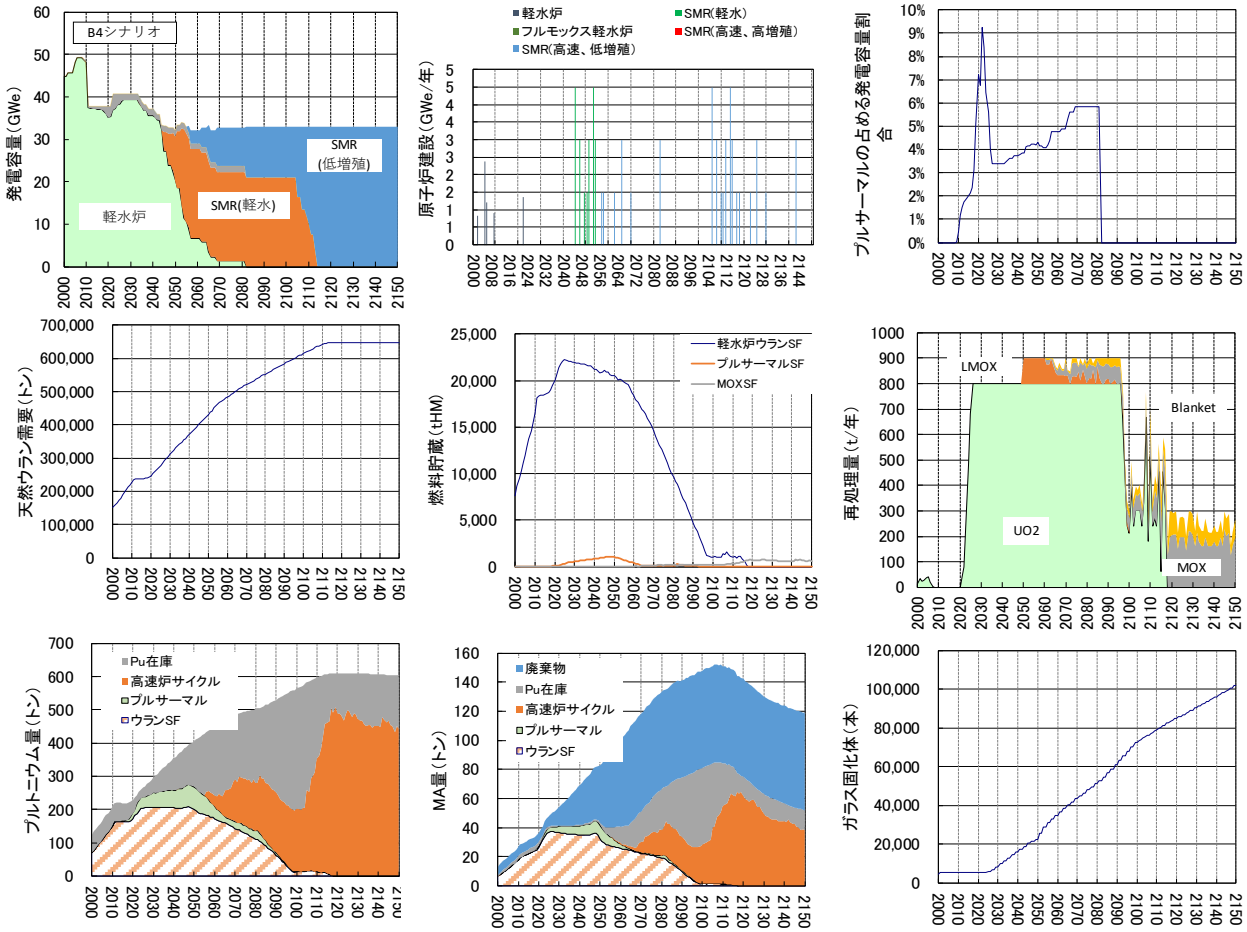


図 3　B4 シナリオ(現状、高速炉移行、MA リサイクル)

参考文献

1) 総合資源エネルギー調査会、"2030 年のエネルギー需給展望(中間取りまとめ)"、(2004).
2) K. Nishihara, H. Akie, N. Shirasu and T. Iwamura, “Utilization of rock-like oxide fuel in the phase-out scenario,” J. Nucl. Sci. Technol., 51(2), pp. 150-165 (2014)
3) 西原 健司　大井川 宏之、“アクチニド核種のマスバランス解析に基づく群分離-核変換サイクルの導入シナリオと効果の検討”、JAEA-Research 2006081(2006).
4) OECD Nuclear Energy Agency, ZZ ORIGEN2.2-UPJ, A complete package of ORIGEN2 libraries based on JENDL-3.2 and JENDL-3.3, http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/NEA-1642/, (2006).
5) エネルギー基本計画(平成 30 年 7 月) https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703.pdf
6) 経済産業省、長期エネルギー需給見通し(平成 27 年 7 月) https://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/mitoshi/pdf/report_01.pdf
7) 高速増殖炉サイクル実証プロセス研究会, 第 28 回原子力委員会 核燃料サイクル分野の今後の展開について【技術的論点整理】(2009) http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2009/siryo28/siryo1-1.pdf

*Kenji Nishihara[1]
[1]JAEA

2019年秋の大会

総合講演・報告 4「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会活動報告

シナリオ・研究開発・人材育成を俯瞰した核燃料サイクルの成立性の検討状況

Study status on feasibility of nuclear fuel cycle
by overlooking energy scenario, R&D and human resource development

(3) 原子力需要の成長またはゼロ成長シナリオにおける評価

(3) Evaluation of quantities on various nuclear power generation scenarios

*太田 宏一[1]、川島 正俊[2]、三倉 通孝[3]、松村 達郎[4]、津幡 靖宏[4]、島田 隆[5]、
駒 義和[4]、飯塚 政利[1]、兼平 憲男[6]、佐々木 良一[7]、千田 太詩[8]、中原 将海[4]
[1]電力中央研究所、[2]東芝テクニカルサービス、[3]東芝、[4]日本原子力研究開発機構、
[5]三菱重工、[6]日本原燃、[7]三菱マテリアル、[8]東北大学

1. 緒言

核燃料サイクルの成立性を検討するうえで、将来の原子力発電の需要に関する様々なシナリオに対し、予測される影響を評価しておく必要がある。本研究専門委員会では、以下の 3 ケースのシナリオについて諸量評価を行っている。

① 長期エネルギー需給見通しで示された発電量の 2 倍(66 GWe)程度に拡大する。(上振れシナリオ)
② 長期エネルギー需給見通しで示された発電量 33 GWe 程度を維持し続ける。(現状シナリオ)
③ 将来の新設を想定せず、原子力発電の寿命に従ってフェードアウトする。(下振れシナリオ)

本報告では、原子力発電の利用が長期にわたって維持される、①および②のシナリオにおける今世紀末時点での諸量評価の結果について整理する。なお、下振れシナリオに関する考察は本シリーズ発表の「(4) 原子力需要の減少シナリオにおける評価」で詳報される。

2. 諸量評価の結果

上振れシナリオ

本シリーズ発表の前報「(2) 多様な原子力発電シナリオに対する諸量評価」で設定した上振れシナリオにおいて、2050 年以降 66 GWe の原子力発電容量を維持するケース A1～A4 の、2100 年時点における諸量解析の結果を表 1 に示す。上振れシナリオの場合、2100 年までの天然ウラン需要量はリサイクルの有無によらず膨大となる。今世紀半ばから高速炉が導入される A3 および A4 ケースにおいても、2060 年前後には 34.7 万 t (=U_3O_8 45.1 万 s.t) のウラン購入契約 (契約ウラン) が終了することから、長期的なウラン資源の確保が必要となる。なお、A3 および A4 ケースでは、2100 年頃から高速炉の導入が本格化するため、その後の天然ウラン需要の増加は抑えられるのに対し、A1、A2 ケースでは単調に増加を続ける。

使用済燃料の貯蔵量は、再処理を稼動することでワンススルーに比べ 2100 年時点で 10-20%に低減できる。また、最大貯蔵量も大幅に低減され、高速炉を導入する A3、A4 シナリオでは、2018 年時点の管理容量 (2.1 万 t) に対し、約 5600t 分の貯蔵設備を追加することで全使用済燃料を貯蔵することが可能となり、現在計画されている 6000t 程度[2)] の追加対策で対応可能となる。

高速炉が導入されるケースでは、2100 年時点でおよそ 500t のプルトニウム (Pu) をリサイクル在庫として蓄積する必要がある。これは、2010 年頃から始まる急激な高速炉の導入に備えるためであり、炉の導入ペースを平坦化することで抑制される傾向にある。ただし、A'3 または A'4 ケースで評価されているように、2040 年以降一定ペースで軽水炉や高速炉を導入する場合も、およそ 100t の Pu が蓄積する結果となっており、Pu 蓄積量を減らすための工夫や回収 Pu の管理法の構築が必要と考えられる。また、高速炉燃料としてマイナーアクチニド (MA) をリサイクルする場合もおよそ 67t の MA は廃棄物に移行

表 1 上振れシナリオ（A1~A4）における 2100 年時点の諸量解析結果

シナリオ	A1 軽水炉 ワンススルー	A2 プルサーマル導入	A3 高速炉導入	A3 高速炉導入 MA リサイクル
天然ウラン需要量*	76.5 万 t	69.0 万 t	67.0 万 t	68.1 万 t
使用済燃料貯蔵量 最大貯蔵量（時期）	9.52 万 t 単調増加	1.94 万 t 2.84 万 t(2063 年)	1.10 万 t 2.66 万 t(2063 年)	1.19 万 t 2.66 万 t(2063 年)
Pu 保有量	990t	735t	871t	906t
使用済 U 燃料	953t	153t	141t	152t
使用済 MOX 燃料	37t	541t	0t	0t
FBR サイクル			245t	259t
リサイクル在庫		41t	485t	494t
MA 量	226t	265t	229t	214t
使用済 U 燃料	211t	23t	21t	23t
使用済 MOX 燃料	9t	85t	0t	0t
FBR サイクル	0t	0t	10t	40t
リサイクル在庫	0t	0.4t	10t	83t
廃棄物	6.2t	157t	189t	67t
ガラス固化体	0.55 万本	9.23 万本	11.0 万本	9.18 万本

*：2014 年-2100 年の需要量

表 2 現状シナリオ（B1~B4）における 2100 年時点の諸量解析結果

シナリオ	B1 軽水炉 ワンススルー	B2 プルサーマル導入	B3 高速炉導入	B3 高速炉導入 MA リサイクル
天然ウラン需要量	45.5 万 t	39.5 万 t	37.7 万 t	37.7 万 t
使用済燃料貯蔵量 最大貯蔵量(時期)	6.84 万 t 単調増加	0.79 万 t 2.26 万 t(2025 年)	0.13 万 t 2.26 万 t(2025 年)	0.13 万 t 2.26 万 t(2025 年)
Pu 保有量	677t	474t	553t	565t
使用済 U 燃料	640t	18t	14t	14t
使用済 MOX 燃料	37t	407t	0t	1t
FBR サイクル	0t	0t	164t	188t
リサイクル在庫	0t	48t	375t	362t
MA 量	159t	192t	167t	148t
使用済 U 燃料	144t	2t	2t	2t
使用済 MOX 燃料	9t	69t	0t	0t
FBR サイクル	0t	0t	6t	27t
リサイクル在庫	0t	1t	7t	52t
廃棄物	6t	119t	153t	67t
ガラス固化体	0.55 万本	7.27 万本	8.85 万本	7.36 万本

*：2014 年-2100 年の需要量

する。一方、ガラス固化体発生数は 10.8 万本からおよそ 15%低減される結果となった。

現状シナリオ

同様に、本研究専門委員会で設定した現状シナリオにおいて、2030 年以降およそ 33 GWe の原子力発電容量を維持するケース B1～B4 の 2100 年までの諸量解析の結果を表 2 に示す。上振れシナリオに比べ、天然ウラン需要量は 40%以上低減されるものの、2080 年頃（B1 ケース）～2090 年頃（B2、B3、B4 ケース）までに購入契約済のウランが底をつく結果となった。

上振れシナリオ同様、再処理を稼動することで 2100 年時点における使用済燃料の貯蔵量は大幅に削減される。また、使用済燃料の最大貯蔵量も大幅に低減され、2018 年時点の管理容量（約 2.1 万 t）に対し、約 2000t 分の貯蔵設備を追加することで全使用済燃料を貯蔵することが可能となる。ただし、高速炉が導入されない B2 シナリオでは使用済プルサーマル燃料が増加を続け、2090 年頃からは蓄積量の大半を使用済プルサーマル燃料が占めることに注意を払う必要がある。

その他、現状シナリオの場合、上振れシナリオに比べ原子力発電容量が抑えられることによってPuやMAの蓄積量、ガラス固化体の数はそれぞれ低減するが、各ケースによる変化の傾向は同様であり、原子力発電の利用が継続する両シナリオに、本質的な相違は見られないことが分かった。

3. まとめ

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発や人材育成について議論するために、将来の原子力発電の利用規模に関する幅広いシナリオに対する諸量解析を行っている。そのなかで、今後も原子力需要が長期に維持し続ける2通りのシナリオについて特徴を整理した。2030年時点で33 GWeの設備容量が整備されている条件を基準に、その後66 GWeまで上振れするシナリオでは、使用済燃料のリサイクルによらず2060年前後までの天然ウラン需要量が契約済のウラン量を上回ることから、長期的なウラン資源の確保が必要といえる。また、上振れシナリオと現状シナリオともに、使用済燃料をリサイクルすることによって、その蓄積量を大幅に低減でき、現在計画されている使用済燃料貯蔵容量の追加対策で対応可能となることが明らかとなった。

その他、原子力発電容量が異なることによって、上振れシナリオと現状シナリオで、PuやMAの蓄積量、ガラス固化体の数は変化するが、リサイクル導入の有無に関するケースごとの変化の傾向は同様であり、原子力発電の利用が継続する両シナリオにおいて、核燃料サイクルのために必要となる技術開発や人材育成の観点から本質的な相違は見られないことが分かった。

参考文献

1) OECD・IAEA「Uranium 2018」
2) 電気事業連合会「使用済燃料貯蔵対策の取組強化について」2018年11月20日

---

*Hirokazu Ohta[1], Masatoshi Kawashima[2], Michitaka Sasou[3], Tatsuro Matsumura[4], Yasuhiro Tsubata[4], Takashi Shimada[5], Yoshikazu Koma[4], Masatoshi Iizuka[1], Norio Kanehira[6], Ryoichi Sasaki[7], Taiji Chida[8], Masaumi Nakahara[4]
[1] CRIEPI, [2] Toshiba Tech. Services, [3]Toshiba, [4]JAEA, [5]MHI, [6]JNFL, [7]Mitsumishi Material. [8]Tohoku Univ.

2019年秋の大会

総合講演・報告 4「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会活動報告

シナリオ・研究開発・人材育成を俯瞰した核燃料サイクルの成立性の検討状況

Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D and human resource development

(4) 原子力需要の減少シナリオにおける評価

(4) Evaluation of scenarios with descending demand for nuclear power

*斉藤 拓巳[1]、西原 健司[2]、長谷川 秀一[1]、本間 俊司[3]、村上 朋子[4]

[1]東京大学、[2]日本原子力研究開発機構、[3]埼玉大学、[4]日本エネルギー経済研究所

1. 緒言

2011 年の福島第一原子力発電所事故後、安全性の確認のために一旦全ての原子力発電所が停止し、その後新規制に適合することで安全性が確認された発電所から設置変更許可を受け、再稼働を果たしているものの、その数は限られている[1)]。また、国のエネルギー基本計画では、原子力発電を発電時に CO_2 排出の無い、重要なベースロード電源として位置づけているが、多くの原子炉が 40 年の運転期間を迎え、高経年化対策や追加の安全対策への費用が電力会社の経営に大きな負担となっている[2)]。このような状況の下、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発・人材育成を議論するために 2017 年に設立された「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、将来、原子炉の再稼働や新設が進まず、原子力の発電容量が減少するシナリオも含めて評価対象に含めることとした。本発表では、「(2) 多様な原子力発電シナリオに対する諸量評価」における原子力需要の減少シナリオに対する諸量評価結果に基づき、そのようなシナリオ下で顕在化するであろう核燃料サイクル上の技術的、社会・制度的な課題の抽出を行った結果を紹介する。

原子力発電は、他の発電方式、特に火力発電と比べて、使用済み燃料も含めた燃料の管理期間が長く、発電所の運転における燃料サイクルの重要性が高いことが特徴である。この点は、原子力発電の需要が減少する状況、あるいは、完全に需要が無くなり、発電が行われない状況においても、使用済み燃料や高レベル放射性廃棄物の管理、処分を含む多様な核燃料サイクル上の技術開発や施設の運転を長期間維持していく必要があるという点で重要である。

2. 評価手法

原子力需要の減少シナリオでは、まずシナリオ全体を廃止措置に入っている、あるいは、廃止措置を表明している原子炉を除く全ての原子炉が 20 年の運転期間の延長申請を行い、60 年間の運転期間終了後、停止するとしたシナリオ（シナリオ C）と、現在、運転期間の延長申請が認可されている炉のみ 60 年間の運転期間とするシナリオ（シナリオ C'）に大別した。さらに、各シナリオにおいて、(1) 再処理無しのシナリオ（ワンススルー、シナリオ C-1、および、C'-1）、(2) 国内での軽水炉 MOX 燃料の利用による Pu 消費量とバランスさせるように使用済み燃料の一部を再処理するシナリオ（シナリオ C-1.5、および、C'-1.5）、(3) 使用済み燃料の全量を再処理するとしたシナリオ（シナリオ C-2、および、C'-2）を考え、それぞれ、ウラン需要や燃料貯蔵、Pu 量、ガラス固化体本数などの諸量評価を行った。そのようにして得られた諸量評価結果を元に、各子シナリオにおいて、主に、発生する使用済み燃料やガラス固化体、分離 Pu への対策の点での核燃料サイクル上の技術的課題と社会・制度的な課題を抽出し、それらをまとめて、原子力需要の減少シナリオ下で、核燃料サイクルに求められる技術開発・人材育成を議論した。

3. 結果と考察

本シリーズ発表の「(3) 原子力需要の成長またはゼロ成長シナリオにおける評価」と比較した、原子力需要の減少シナリオの特徴は、使用済み燃料やガラス固化体の発生時期が明確に定まり、また、それらの発生量も限定されることが挙げられる。例えば、将来的な再処理を仮定しないシナリオ C-1、C'-1 では、全ての原

子炉の運転が終わる 2080 年、あるいは、2060 年に、それぞれ、48,000、34,000 tHM の軽水炉ウラン燃料由来の使用済み燃料が発生する（図 1）。また、使用済み燃料の一部の再処理を仮定するシナリオ（C、C’-1.5）や全量再処理を仮定するシナリオ（C、C’-2）では、軽水炉ウラン燃料由来の使用済み燃料の一部がプルサーマル由来の使用済み MOX 燃料に置き換わる。なお、ここで、原子力需要の減少シナリオでは、経済的、および、U 資源上のメリットが小さいことから、使用済み MOX 燃料の再処理は想定しなかった。さらに、発生するガラス固化体の本数は、シナリオ C-1.5、2 では、2080 年時点で、それぞれ、45,000、54,900 本となり、シナリオ C’-1.5、2 では 2060 年時点で、それぞれ、21,600、37,100 本となる。

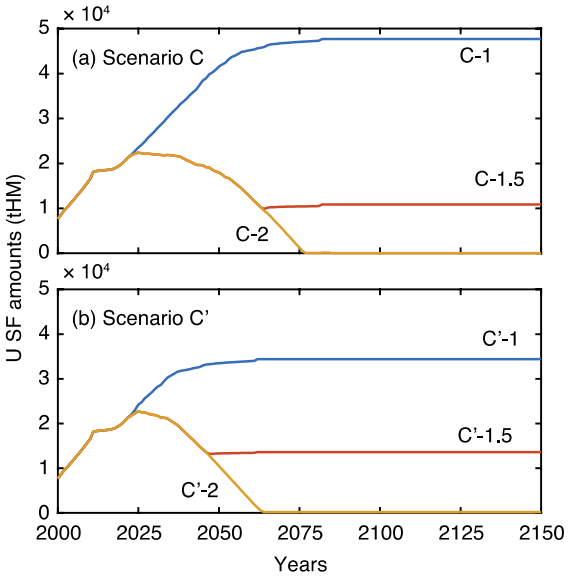


図 1. シナリオ C (a)、C’ (b)における使用済みウラン燃料貯蔵量の推移．要差し替え

このような各子シナリオにおいて抽出された個別の課題を整理した結果を以下にまとめる。なお、シナリオ C 群と C’群では、運転期間を延長する原子炉の基数が異なることで、使用済み燃料やガラス固化体の発生時期と発生量が異なるのみであり、抽出される課題は共通であることから、ここでは、全基 20 年間の運転延長を行うとしたシナリオ C 群に対する検討の結果の一例を紹介する。

(A) 使用済み燃料の管理・処分

原子力需要の減少シナリオでは、高速炉サイクルへの移行がないために、想定した 3 つの子シナリオいずれの場合も、量の大小の違いはあるものの、使用済みウラン燃料、使用済み MOX 燃料、ガラス固化体の管理、処分が求められることになる。特に、使用済み燃料の直接処分は、我が国では技術的な成熟度がガラス固化体の地層処分と比べて遅れていることから、先行しているスウェーデン、フィンランドなどの例を参考に、処分概念の確立や安全評価手法のための技術開発を進める必要がある。また、処分場の立地、建設は数十年以上の長期間を要することから、再処理工場から返却分も含めた使用済み燃料の長期保管の場所，方法に加えて，社会的合意を原子炉自体の廃止措置との関係から検討する必要がある。

(B) 分離 Pu 対策

シナリオ C-2 では、限られたプルサーマル容量の中で、使用済み燃料の全量再処理を行うことから、余剰の分離 Pu が発生する。また、Pu の分離と消費をバランスさせるシナリオ C-1.5 でも、プルサーマル対応の発電所の計画外の停止等により、Pu 消費のバランスが崩れ、分離 Pu が発生することも想定される。そのような分離 Pu への対策として、将来的な Pu 専焼炉とそれに付随した燃料サイクルの導入、あるいは、保管や直接処分、さらには、海外への譲渡に向けた技術開発や制度設計が求められる。また、そのような分離 Pu 対策に対する保障措置、国際政治上の懸念や社会による受容も課題である。

(C) 再処理工場の高経年化対策

シナリオ C-2 では、全量再処理を行うために再処理工場を 60 年以上操業する必要があり、原子力プラントと化学プラントの両方の性質を有する再処理工場の高経年化の評価と対策、そして、社会の合意が求められる。

冒頭でも述べたように、原子力需要の減少シナリオでは、関連産業が縮小する中、さらには、完全に原子炉の運転がなくなった状況下で、使用済み燃料やガラス固化体の管理、処分のための技術開発、事業の推進、人材の維持が求められるという全体的な特徴がある。企画セッションにおける発表では、各子シナリオの特徴を諸量評価の詳細な結果を交えて説明すると共に、そこでの技術的、社会・制度的な課題を具体的に紹介

する。

参考文献

1) 資源エネルギー庁、“日本の原子力発電所の状況”、

https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/pdf/001_02_001.pdf.

2) エネルギー基本計画（平成 30 年 7 月）

https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703.pdf

---

*Takumi Saito[1], Kenji Nishihara[2], Shuuichi Hasegawa[1], Shunji Honma[3], Tomoko Murakami[4]

[1]The University of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Saitama University, [4]IEE Japan

2019年秋の大会

総合講演・報告 4「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会活動報告

シナリオ・研究開発・人材育成を俯瞰した核燃料サイクルの成立性の検討状況

Study status on feasibility of nuclear fuel cycle by overlooking energy scenario, R&D and human resource development

(5) 原子力需要のシナリオとその研究・開発項目

(5) Nuclear demand scenario and the R&D items

*佐藤 聡[1]、大井川 宏之[2]、可児 祐子[3]、塚原 剛彦[4]、山村 朝雄[5]、村上 毅[6]
[1]三菱重工、[2]日本原子力研究開発機構、[3]日立製作所、[4]東京工業大学、[5]京都大学、[6]電力中央研究所

1. 緒言

2011 年の福島第一原子力発電所事故後、安全性の確認のために一旦全ての原子力発電所が停止し、その後新規制に適合することで安全性が確認された発電所から設置変更許可を受け、再稼働を果たしているものの、その数は限られている [1)]。また、国のエネルギー基本計画では、原子力発電を発電時に CO_2 排出の無い、重要なベースロード電源として位置づけているが、多くの原子炉が 40 年の運転期間を迎えることから、高経年化対策や追加の安全対策が必要であり、その費用が電力会社の経営に大きな負担となっている [2)]。このような状況の下、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発・人材育成を議論するために 2017 年に設立された「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、2017～2018 年度の第一期にて各分野の専門家・事業者から講演を聴講し、核燃料サイクルを取り巻くフロントエンド、燃料サイクルの候補シナリオ、再処理及び高速炉開発における現状と課題を委員間で共有するとともに、これらをもとにどのような「論点」で検討していくべきかについて「委員各個人として」の考えを抽出し、核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための 51 件の「論点」を得た。その後、取得した論点を、電源比率の考え方、それを踏まえて描かれるシナリオ、その実現に必要となる研究・開発要素、それを支える人材の育成といった全体の流れを意識して分類し、グループ活動により各論点で提起された課題の具体化とその解を紐解くための検討を進めている。本発表では、研究・開発に分類された論点を対象に、確認・整理の進め方とその途中経過を紹介する。

2. 確認・整理の進め方

研究・開発に分類された論点の確認・整理は、先ず担当委員によるディスカッションを行い、各論点で課題としている事項とその解がどのようなものになるのかを整理した。次に、この整理結果が各論点の提言者が意図した内容からずれていないかを確認するため、イメージ共有するための具体的な提言と対象とする具体的な研究・開発対象技術の再調査を実施した。さらに、選択するシナリオがどのように研究開発に影響するのかを確認するために、各論点の提言者の協力のもと、シナリオ A～C との関係性として、どのシナリオに強く紐付くのか、もしくは全く関連しないのかを整理した。

3. 結果と考察

研究・開発に分類された各論点とシナリオとの関係を整理した結果、A（成長シナリオ）、B（ゼロ成長シナリオ）、C（減少シナリオ）の各々において、論点との関連付けの強弱に差異がみられた。一方、各シナリオに紐付く論点の数は、特定のシナリオに偏ることなくほぼ均等にばらついていることを確認した。

今後は、各論点の提言者を加えたディスカッションによる深掘りを進めるとともに、シナリオ検討側、人材育成側の各検討グループから抽出された研究・開発要素に係る課題の取り込み、グループ間での総合討議を経て、論点分類で意識した流れに沿って描かれる核燃料サイクルの成立性を示す全体像を見出していく予定である。

参考文献

1) 資源エネルギー庁、“日本の原子力発電所の状況”、

https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/pdf/001_02_001.pdf.

2) エネルギー基本計画（平成 30 年 7 月）

https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703.pdf

---

*Akira Sato[1], Hiroyuki Oigawa[2], Yuko Kani[3], Takehiko Tsukahara[4], Tomoo Yamamura[5], Tsuyoshi Murakami[5]

[1]MHI, [2]JAEA, [3]Hitachi, [4]Tokyo Tech, [5]Kyoto Univ., [6]CRIEPI

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

Fri. Sep 13, 2019 2:45 PM - 3:35 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[3I10-12] Evaporation and Dryness of Radioactive Solution 2

Chair:Tatsuya Suzuki(Nagaoka Univ. of Tech.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3I10] Study on the boiling and drying accident of HLLW

(3)Derivation of the heat-balance equation, and examination of the water and nitric acid release velocity

*Takashi Kodama[1], Hiroshi Kinuhata[1], Mikio Kumagai[2], Kazunori Suzuki[2], Shin-itiro Hayashi[2], Shingo Matsuoka[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. UI Sciences Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3I11] Study on the boiling and drying accident of HLLW

(4)Numerical solution of the heat-balance equation and examination of the released velocity of gaseous components

*Hiroshi Kinuhata[1], Takashi Kodama[1], Mikio Kumagai[2], Kazunori Suzuki[2], Shin-itiro Hayashi[2], Shingo Matsuoka[2] (1. Japan Nuclear Fuel Limited, 2. UI Sciences Inc.)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3I12] Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution

Effect of coexisting nitrates on formation of volatile ruthenium tetroxide

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

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の研究
(3) 廃液の温度上昇に係る熱収支式の導出ならびに水および硝酸放出速度の検討

Study on the boiling and drying accident of HLLW
(3)Derivation of the heat-balance equation, and examination of the water and nitric acid release velocity

*小玉 貴司[1]，衣旗 広志[1]，熊谷 幹郎[2]，鈴木 和則[2]，林 慎一郎[2]，松岡 伸吾[2]
[1]日本原燃株式会社，[2]株式会社 UI 技研

再処理工場における高レベル濃縮廃液（HLLW）の沸騰乾固事故では H_2O，HNO_3，NO_2，NO および O_2 ガスも生成し、揮発性 Ru の環境放出に影響を与える。本報告では、HLLW が沸騰し 600℃の乾固状態に至るまでの温度変化および気相に放出される各種ガスの生成速度の変化を時間の関数として求めるため、冷却機能喪失後の HLLW の温度上昇に係る熱収支式の導出ならびに熱収支式の解に必要となる水および硝酸放出速度の検討を行った。熱収支式の数値解については、次報(4)に示す。

キーワード：ルテニウム，高レベル濃縮廃液，再処理

1. 緒言

冷却機能喪失後の HLLW の温度上昇に係る熱収支式を導出するとともに、六ヶ所再処理工場の HLLW を模擬した廃液を用いて、熱収支式の解に必要となる水および硝酸放出速度を求めた。なお、その他のパラメータについては、物性値または前報(1)[1)]から求めることが可能である。

2. 熱収支式の導出

冷却機能喪失後の HLLW の温度を θ、HLLW の貯蔵量（初期量）を M_0、核壊変による単位時間当たりの放出エネルギー量を R_h および貯槽から放出される γ 線による単位時間当たりの放出エネルギー量（γ－ヒーティング）を R_γ、時間 t における廃液中の水の量を $M_W(t)$および蒸発速度を $Y_W(t)$、水のモル熱容量を C_W および蒸発潜熱を $\lambda_W(\theta)$、時間 t における廃液中の硝酸の量を $M_N(t)$および蒸発速度を $Y_N(t)$、硝酸のモル熱容量を C_Nおよび蒸発潜熱を $\lambda_N(\theta)$、硝酸塩の量を M_S、硝酸塩の熱分解に伴う吸熱速度を $R_S(t)$、硝酸塩の熱容量を $C_S(\theta)$、貯槽構造物（貯槽および内部構造物）の質量を M_{ST}および熱容量を $C_{ST}(\theta)$、対流熱伝達による貯槽からセルへの放熱速度を $R_{loss1}(\theta)$、ふく射による放熱速度を $R_{loss2}(\theta)$、その和を $R_{loss}(\theta) = R_{loss1}(\theta) + R_{loss2}(\theta)$とすると、廃液温度（= 貯槽温度）については、(1)式で記述できる。

$$\Gamma(t)\frac{d\theta}{dt} = R_h - \{\lambda_W(\theta)Y_W(t) + \lambda_N(\theta)Y_N(t) + R_S(t)\} - R_{loss}(\theta) - R_\gamma \qquad (1)$$

(1)式で Γ(t) は HLLW および貯槽構造物から成る熱容量であり、(2)式で与えられる。

$$\Gamma(t) = c_W M_W(t) + c_N M_N(t) + c_S(\theta)M_S + c_{ST}(\theta)M_{ST} \qquad (2)$$

3. 水および硝酸放出速度の検討

3-1. 実験方法

六ヶ所再処理工場の HLLW を模擬した廃液 120mL を 300℃まで加熱し、水および硝酸の留出量を測定した。

3-2. 実験結果および考察

水の温度 θ における留出率 $\xi_W(\theta)$については、実験結果より(3) , (4)式で近似できる。

$$104 < \theta < 160\ ℃, \qquad \log_{10}\left[d\xi_W(\theta)/d\theta\right] = -0.04715\theta + 3.96 \qquad (3)$$

$$\theta > 160\ ℃, \qquad \log_{10}\left[d\xi_W(\theta)/d\theta\right] = -0.00410\theta - 2.975 \qquad (4)$$

水の蒸発速度 $Y_W(t)$については、水の積算留出量 $M_W(0)\xi_W(\theta)$の時間微分に等しく、(5)式で記述できる。

$$Y_W(t) = M_W(0)\frac{d\xi_W(\theta)}{dt} = M_W(0)\frac{d\xi_W(\theta)}{d\theta}\frac{d\theta}{dt} \qquad (5)$$

(5)式で $d\xi_W(\theta)/d\theta$ は(3), (4)式で与えられる。硝酸の蒸発速度 $Y_N(t)$も同様に求めた。

参考文献

[1] 高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の研究 (1)模擬廃液を用いた NO_2, NO および O_2 生成挙動の検討, 日本原子力学会 2019 春の年会 予稿集 3D07

* Takashi Kodama[1], Hiroshi Kinuhata[1], Mikio Kumagai[2], Kazunori Suzuki[2], Shin-itiro Hayashi[2], Shingo Matsuoka[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]UI Sciences Inc.

高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の研究
（4）熱収支式の数値解および気相移行成分の放出速度変化の把握

Study on the boiling and drying accident of HLLW
(4)Numerical solution of the heat-balance equation and examination
of the released velocity of gaseous components

*衣旗 広志[1]，小玉 貴司[1]，熊谷 幹郎[2]，鈴木 和則[2]，林 慎一郎[2]，松岡 伸吾[2]
[1]日本原燃株式会社，[2]株式会社 UI 技研

前報(3)では、冷却機能喪失後の HLLW の温度上昇に係る熱収支式を導出するとともに、熱収支式の解に必要となる水および硝酸放出速度を求めた。本報告では、熱収支式の数値解および気相移行成分の放出速度変化の把握を行った。

キーワード：ルテニウム，高レベル濃縮廃液，再処理

1. 緒言

前報(3)で導出した冷却機能喪失後の HLLW の温度上昇に係る熱収支式を解き、冷却機能喪失後の HLLW の温度 θ の経時変化を求めた後、前報(1)[1], (3)の θ と気相移行成分（NO_2, NO, O_2, H_2O および HNO_3）の放出速度の関係を用いて、気相移行成分の放出速度変化の把握を行った。

2. 数値値の導出

水の蒸発速度 $Y_W(t)$および硝酸の蒸発速度 $Y_N(t)$を前報(3)で導出した冷却機能喪失後の HLLW の温度上昇に係る熱収支式に代入すると、(1)式を得ることができる。

$$[\Gamma(t) + \lambda_W M_W(0)\xi_W'(\theta) + \lambda_N M_N(0)\xi_N'(\theta)]\,d\theta/dt = R_h - R_S - R_{loss} - R_\gamma \qquad (1)$$

(1)式左辺の ’ は θ に関する微分を表す。この式を時間に関して前進差分で差分化し、左辺の係数および右辺の値を t_n の時点の値で近似すると、θ^{n+1} を与える(2)式を得ることができる。

$$\theta^{n+1} = \theta^n + \frac{\left[R_h - R_S(t_n) - R_{loss}(t_n) - R_\gamma\right]\Delta t}{\Gamma(t_n) + \lambda_W M_W(0)\xi_W'(\theta^n) + \lambda_N M_N(0)\xi_N'(\theta^n)} \qquad (2)$$

具体的には、75.4s 毎に貯槽温度、壁温度（内部と表面）を計算する。時間ステップ n まで計算が完了しているとして、θ^n での NO_2, NO 生成速度を計算し吸熱速度を算出、壁の熱伝達方程式を解いて表面温度を求め、熱損失速度を算出、その時点の貯槽内の水量、硝酸量から熱容量 Γ を算出、その時点の温度から水の蒸発速度 $M_W(0)d\xi W(\theta)/d\theta$ および硝酸の蒸発速度 $M_N(0)d\xi N(\theta)/d\theta$ を算出、式(1)左辺の係数を算出。以上より時間ステップ n+1 までの温度上昇量を計算し θ^{n+1} を算出。所定の温度または時間に到達したら計算を終了する。

3. 気相移行成分の放出速度変化の把握

図 1 に HLLW の壊変エネルギー密度 5 kW m^{-3} の場合における気相放出成分のモル流量の経時変化を示す。冷却機能喪失後の HLLW の θ の経時変化および前報(1)[1], (3)の θ と気相移行成分の放出速度の関係を用いて求めている。

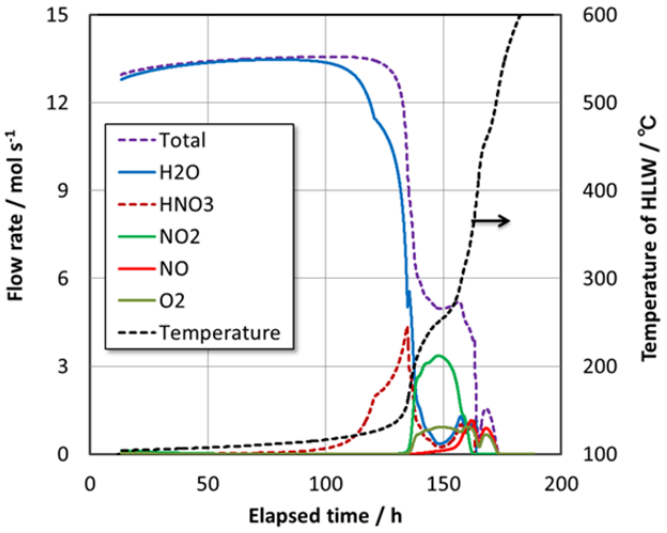


図 1　気相放出成分のモル流量の経時変化

参考文献

[1] 高レベル濃縮廃液の沸騰乾固事故の研究 (1)模擬廃液を用いた NO_2, NO および O_2 生成挙動の検討，日本原子力学会 2019 春の年会 予稿集 3D07

*Hiroshi Kinuhata[1], Takashi Kodama[1], Mikio Kumagai[2], Kazunori Suzuki[2], Shin-itiro Hayashi[2], Shingo Matsuoka[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]UI Sciences Inc.

硝酸溶液からの蒸発・乾固にともなうルテニウムの揮発挙動
－四酸化ルテニウム生成に及ぼす共存硝酸塩の影響－

Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution

－Effect of coexisting nitrates on formation of volatile ruthenium tetroxide－

*加藤 徹也[1]，宇佐見 剛[1]，塚田 毅志[1]

[1]電中研

高レベル濃縮廃液の蒸発乾固事故において放出される揮発性の四酸化ルテニウム（RuO_4）は、共存する硝酸塩によって放出挙動が異なる。本研究では、廃液に含まれる主要な元素と Ru の混合硝酸塩の加熱、分解に伴って放出された RuO_4 を質量分析装置で測定し、RuO_4 の生成に及ぼす共存硝酸塩の影響について報告する。

キーワード：高レベル廃液，ルテニウム，揮発，質量分析，冷却機能喪失，蒸発乾固事故

1. 緒言

高レベル濃縮廃液貯槽の冷却機能喪失が長時間に渡る蒸発乾固事故では、高温高濃縮の硝酸溶液中および乾固、脱硝する硝酸塩中で Ru の一部が揮発性の RuO_4 に酸化され、貯槽外へ放出される[1]。その生成メカニズムの解明、さらには放出量の評価に資するために、著者らは質量分析装置を用い、硝酸塩試料や模擬廃液等の加熱に伴う、RuO_4 や窒素酸化物（NOx）、硝酸ガス（HNO_3）の放出挙動を測定してきた［2、3］。これまでに、共存する硝酸塩が RuO_4 の生成する温度範囲や生成量に影響を及ぼすことが分かっているが、系統的な測定例はなく、本研究では、廃液に含まれる主要な元素と Ru の混合硝酸塩試料を調製し、Ru との混合比に対し Ru 放出率との相関性を得て、RuO_4 の生成に及ぼす共存硝酸塩の影響について検討した。

2. 実験

硝酸ニトロシル Ru（$Ru(NO)(NO_3)_3$）の濃硝酸溶液に、各元素の硝酸塩の水溶液を所定の元素比で添加し、二元混合硝酸塩試料を調製した。また、アルカリ洗浄廃液の主成分であるナトリウム（Na）あるいは腐食生成物の主成分である鉄（Fe）については、模擬廃液[3]への添加試料も調製した。石英チューブに 20 μL 程度の試料を注入し、80℃で余剰水分を蒸発させた後、導入プローブに取り付けて島津製作所製 GCMS-QP2010 の真空チャンバー内に挿入し、450℃まで 5K/分で加熱したときの放出ガスを質量分析部で測定した。

3. 結果

RuO_4、NO、NO_2、HNO_3 にそれぞれ相当する質量数 166、30、46、63 の検出強度は、試料の加熱に伴い変化し放出ピークが観測された。図 1 にピーク面積から評価した RuO_4 の放出率（投入量当たりの放出量）を、硝酸塩由来の硝酸イオン（NO_3^-）と Ru のモル比に対して示す。各元素の添加量が増えると放出率が増大する傾向がみられ、特にセリウム（Ce）、ジルコニウム（Zr）では顕著であった。これまでの研究から著者らは、RuO_4 の一部は NO_3^-の加熱分解に伴う酸化により生成すると考えており[2]、共存硝酸塩の添加により酸化剤となる NO_3^-の量が増大し、Ru 放出率が増大したことが考えられる。別途測定した Ce、Zr の硝酸塩の分解に伴う NO_2 放出のピーク温度は 250℃付近で、Ce 以外の希土類硝酸塩の 400℃付近に比べて低く、Ru 単元試料での RuO_4 の放出ピーク 180℃に近い。このことから、Ru と Ce 等低分解温度の硝酸塩との混合試料では、他の二元混合試料に比べて多くの NO_3^-の分解が RuO_4 生成に寄与したと推測される。多元素が混在する模擬廃液では個別の元素の影響が顕著に表れることはなかったが、Na および Fe を多く含む廃液では Ru 放出率が明確に増大し、その元素の特徴が顕在化することが示された。

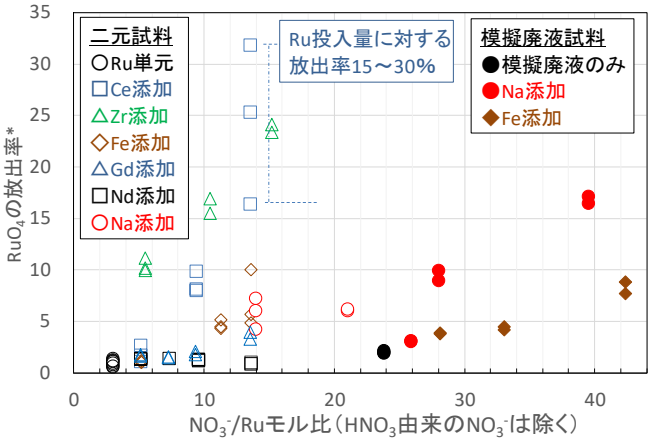


図 1　各硝酸塩を添加した Ru 含有混合硝酸塩の加熱に伴う RuO_4 放出率*

*Ru 単元試料の値を 1 としたときの相対値

参考文献

[1] Y. Yamane et al., J. Nucl. Sci. Technol., **53(6)**(2016)783.

[2] T. Kato et al., J. Nucl. Mater., **479**(2016)123.　[3] 加藤他、日本原子力学会「2017 年秋の大会」、2K18

*Tetsuya Kato[1], Tsuyoshi Usami[1] and Takeshi Tsukada[1]

[1]CRIEPI

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

Fri. Sep 13, 2019 3:35 PM - 4:25 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 6:35 AM - 7:25 AM UTC | Room I Common Education Bildg. 2F D21

[3I13-15] Preparedness for Criticality Accidents

Chair:Tetsuya Kato(CRIEPI)

3:35 PM - 3:50 PM JST | 6:35 AM - 6:50 AM UTC

[3I13] Preparedness for criticality accidents postulated in Rokkasho reprocessing plant

(1)Outline of postulated initiating event, preparation of subcriticality, and mitigation measures reducing the release of radioactive materials to the environment .

*Yuuki Satou[1], Yuuma Abe[1] (1. JNFL)

3:50 PM - 4:05 PM JST | 6:50 AM - 7:05 AM UTC

[3I14] Preparedness for criticality accidents postulated in Rokkasho reprocessing plant

(2)Applicability of neutron absorber material (m-carborane)for the criticality accident in organic solvent phase

*Yuuma Abe[1], Yuuki Satou[1], Kiyoshi Anzai[1], Tatsuya Horimai[1], Miki Kusumoto[2], Kimie Sakamoto[2] (1. JNFL, 2. FUJIFILM Wako Pure Chemical Corporation)

4:05 PM - 4:20 PM JST | 7:05 AM - 7:20 AM UTC

[3I15] Preparedness for criticality accidents postulated in Rokkasho reprocessing plant

(3)Analytical Method of *m*-carborane as the Neutron Absorber used in Organic Solvent Phase

*Miki Kusumoto[1], Kimie Sakamoto[1], Yuko Yamada[1], Yuuma Abe[2], Yuuki Satou[2], Kiyoshi Anzai[2], Tatsuya Horimai[2] (1. FUJIFILM Wako Pure Chemical Corporation, 2. JNFL)

4:20 PM - 4:25 PM JST | 7:20 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

六ヶ所再処理工場において想定する重大事故（臨界）への対処について （1）事故の発生想定、未臨界確保対策及び影響緩和対策の概要

Preparedness for criticality accidents postulated in Rokkasho reprocessing plant
(1) Outline of postulated initiating event, preparation of subcriticality, and mitigation measures reducing the release of radioactive materials to the environment .

*佐藤 友樹[1]，阿部 侑馬[1]
[1]日本原燃

新規制基準における重大事故への対応として、臨界事故については全２３機器において臨界事故の発生を想定した。これらの機器に対し、未臨界確保対策及び影響緩和対策を取ることとしており、同内容について概要を報告する。さらに、更なる安全性向上対策として実施する対策について報告する。

キーワード：重大事故、臨界事故、再処理施設、中性子吸収材、ラシヒリング

1. 緒言

新規制基準では、設計上定める条件を超える厳しい条件を課した場合に発生しうる事故への対策が要求されており、臨界事故の発生想定機器の選定及び対策の整備を検討した。六ヶ所再処理工場の構造を踏まえ、選定条件を新たに設定するとともに、外部への放射性物質の放出量を低減する対策を立案した。

2. 臨界事故の発生を想定する機器

六ヶ所再処理工場の設計においては、全濃度安全形状寸法管理等の頑健な臨界安全管理手法が取り入れられており、臨界事故の発生の可能性は極めて小さいが、核燃料物質を非密封状態かつ大量に取り扱う施設であるという特徴を踏まえ、(1)動的機器の多重故障によるもの、（2）核燃料物質の誤移送によるもの、（3）アルカリ試薬との接触によるものの 3 つの観点で発生を検討し、全２３機器を選定した。選定においては、水相のみならず有機相においても臨界事故の発生を検討した。

3. 臨界事故に係る対策

未臨界確保対策は確実性が高い対策である可溶性中性子吸収材の供給によるものとし、水相に対しては硝酸 Gd 水溶液（150g・Gd/L）を用い、有機相については有機ほう素化合物溶液（40g・m-カルボラン/L）を用いる。

影響緩和対策は、臨界事故により発生する放射性物質を含む気体の外部への放出量を可能な限り低減する対策とし、セルに気体を導出するとともにセルを隔離し、短半減期核種を減衰させる対策とした。これらの対策により、臨界事故による外部への放出量は、放出量が最大となる機器においても約 0.2TBq であり、規則要求の 100TBq を十分下回ると評価した。

4. 更なる安全性向上のための措置

再処理工場の主要プロセスで取り扱われる硝酸 Pu 溶液においては、万一の漏えいの場合でも臨界が発生することが無いよう、形状寸法管理された漏えい液受皿を設置しているが、更なる安全性向上のため、硝酸 Pu 溶液が漏えいし、かつ希釈されたことで液厚さが核的制限値を超過した場合でも臨界になることがないよう、ホウケイ酸ガラスを用いたラシヒリングをセル内に敷設する対策を行う。

---

*Yuuki Satou[1] and Yuuma Abe[1]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited

六ヶ所再処理工場において想定する重大事故（臨界）への対処について (2)有機相での臨界事故への中性子吸収材（*m*-カルボラン）の適用可能性について

Preparedness for criticality accidents postulated in Rokkasho reprocessing plant
(2) Applicability of neutron absorber material (*m*-carborane)
for the criticality accident in organic solvent phase.

*阿部 侑馬[1]，佐藤 友樹[1]，安齋 喜代志[1]，堀米 達哉[1]，楠本 美紀[2]，坂本 君江[2]，
[1]日本原燃㈱，[2]富士フイルム和光純薬㈱

六ヶ所再処理工場において想定する有機相での臨界事故に対し、有機相に可溶なほう素化合物である *m*-カルボラン〔$C_2B_{10}H_{12}$〕に着目し、中性子吸収材としての適用可能性を検討した。その結果、未臨界維持に必要な所定の溶解度が得られるとともに、経年による品質低下についても問題のないことを確認した。

キーワード：カルボラン，中性子吸収材，溶解度，重大事故，臨界事故，再処理施設

1. 緒言

六ヶ所再処理施設において発生を想定する臨界事故には、再処理プロセスで用いる有機相中の核分裂性物質の濃度が上昇することによる臨界事故が含まれる。有機相での臨界の場合、核燃料施設の臨界事故対策に従来用いられることが多かった硝酸 Gd 水溶液では、有機相中に Gd を配することができず、未臨界確保に必要な中性子吸収効果が得られないおそれがある。そのため、有機相に可溶な中性子吸収材として再処理抽出工程における臨界安全管理用に研究[1]が行われていた有機ほう素化合物 *m*-カルボランに着目し、これを再処理プロセスで広く用いられる *n*-ドデカンに溶解させた溶液について、臨界事故用の中性子吸収材としての適用可能性を検討した。

2. 溶解度、反応性、その他の特性確認

m-カルボラン原料中の不純物として、シクロヘキサン、ジエチルエーテル等の残留溶媒が確認された。これらを除いた原料中の *m*-カルボラン純度は 97.8%であった。

n-ドデカンに *m*-カルボランを溶解させた際の溶液温度と溶解度の関係を表 1 に示す。*n*-ドデカンへの溶解度は温度に依存するものの、未臨界確保に必要となる *m*-カルボラン濃度(30g・*m*-カルボラン/L）を上回ることを確認した。溶液密度は *n*-ドデカン単体と大きく変わらず 0.764g/ml（41g・*m*-カルボラン/L）であった。臨界事故への対策では、*m*-カルボランが硝酸 Gd と共存する場合があるため、反応性を確認した結果、反応性は確認されなかった。

温度 (℃)	溶解度 (バルク濃度) (g/L)
70℃	108
20℃	50
15℃	47
10℃	43
0℃	33

表 1 温度と *n*-ドデカンへの溶解度の関係

3. 溶液の長期安定性確認

溶液作成時より 1.5 年間経過した試料を用いて、NMR、FT-IR、GC/MS により成分変化を確認した結果、*m*-カルボランは分解、変質することはなかった。

以上より、*m*-カルボランは未臨界確保に必要となる要件（濃度、反応性）を満足するとともに、工場への配備（長期安定性）の観点からも、臨界事故用の中性子吸収材として適用可能である。

参考文献

[1] 桜井 聡他，中性子毒物含有希釈剤（m-カルボラン）の再処理抽出工程への適用化研究，第 1 回 NUCEF セミナー公演報文集 1996 年 2 月 23 日、東海研究所、東海村，JAERI Conf 96-013，p.47- 48，(1996)

*Yuuma Abe[1], Yuuki Satou[1], Kiyoshi Anzai[1], Tatsuya Horimai[1], Miki Kusumoto[2] and Kimie Sakamoto[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]FUJIFILM Wako Pure Chemical Corporation

六ヶ所再処理工場において想定する重大事故（臨界）への対処について (3)有機相で用いられる中性子吸収材（*m*-カルボラン）の分析手法について

Preparedness for criticality accidents postulated in Rokkasho reprocessing plant
(3)Analytical Method of *m*-carborane as the Neutron Absorber used in Organic Solvent Phase

*楠本 美紀[1]，坂本 君江[1]，山田 裕子[1]，阿部 侑馬[2]，佐藤 友樹[2]，安齋 喜代志[2]、堀米 達哉[2]
[1]富士フイルム和光純薬㈱，[2]日本原燃㈱

六ヶ所再処理工場では有機相での臨界事故に備え、中性子吸収材として *m*-カルボランを配備することとなった。緊急時に備え、*m*-カルボランは供給の容易な溶液状態で保管される。本稿では溶液中の *m*-カルボラン濃度を精度よく、且つ SI トレーサブルに定量した手法を報告する。

キーワード： *m*-カルボラン、中性子吸収材、定量、SI トレーサブル、定量 NMR(qNMR)

1. 緒言

六ヶ所再処理工場に配備する *m*-カルボラン溶液は「*m*-カルボランとして 40g/L 以上(10℃)、分析誤差を考慮しても当該濃度を下回らないこと」と決定されたが、これは粗原料の飽和濃度［43g/L(10℃)］に近く、大きく上回る濃度での製造が困難なため下限に近い濃度で厳密に製造した。原料製造過程で含まれる不純物について検討し、溶液中の *m*-カルボラン濃度を精度よく、且つ SI トレーサブルに定量を行った。

2. 分析

原子力施設では、原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111)に基づく品質保証が導入されている。本件においても測定値の妥当性を担保するために SI 単位にトレーサブルとなるよう分析方法の確立を試みた。しかしながら *m*-カルボランには標準物質がないため、目的物そのものを定量することは困難である。定量 NMR では目的物の標準物質がなくても定量可能であるが、*m*-カルボランでは複数のシグナルが重なるため定量は難しい。そこで粗原料中の *m*-カルボラン以外の物質を SI トレーサブルに定量して差し引くことで粗原料中の *m*-カルボラン含量を定量し、値付けした粗原料により検量線を立てて溶液中の *m*-カルボランを定量することとした。なお、残留溶媒の測定には定量 NMR の手法を用いることとした。

3. 結論

粗原料 *m*-カルボランをスクリーニングし、含まれる不純物は残留溶媒、無機不純物及び有機ほう素不純物であることを特定した。粗原料に含まれる残留溶媒、無機不純物は SI トレーサブルな標準品を用いてそれぞれ定量 NMR、ICP 発光分析、イオンクロマトグラフィーにより定量した。粗原料からそれらを差し引いた残りである有機ほう素化合物(*m*-カルボラン＋有機ほう素不純物)はガスクロマトグラフィーにより相対比が算出され、有機ほう素化合物中の *m*-カルボランの割合が算出できる。よって、粗原料から残留溶媒、無機不純物を差し引き、*m*-カルボランの割合を乗じることで粗原料中の *m*-カルボランを値付けし、これを用いてガスクロマトグラフィーにより検量線法で溶液中の *m*-カルボランを定量することができた。



図 1　定量 NMR 装置

*Miki Kusumoto[1], Kimie Sakamoto[1],Yuko Yamada[1],Yuuma Abe[2],Yuuki Satou[2], Kiyoshi Anzai[2] and Tatsuya Horimai[2]
[1]FUJIFILM Wako Pure Chemical Corporation, [2]Japan Nuclear Fuel Limited.

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

Fri. Sep 13, 2019 9:30 AM - 10:35 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[3J01-04] Design of New Reactor 1

Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3J01] Hydride moderated heat-pipe cooled very small modular reactor MoveluX
(2): Preliminary evaluation of core temperature reactivity

*Rei Kimura[1], Kazuhito Asano[1], Haruo Miyadera[1] (1. TOSHIBA ESS)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3J02] Proposal of molten salts specialized for transmutation of long-lived fission products in a fusion blanket system

*Taku Kitasaka[1], Hiroki Shishido[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3J03] Study on self-consistent lead-cooled molten salt fast reactor

*Takanori Mochimaru[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3J04] Preliminary Analysis of "Nuclear Alchemy" Demonstratiuon Experiment to Generate Gold from Mercury -(2) Optimization of Mercury Target Specifications

*Soma Nakamura[1], Naoyuki Takaki[1], Liem Peng Hong[2,1] (1. Tokyo City Univ, 2. NAIS)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX™ の開発 (2)：炉心温度反応度の予備評価

Hydride moderated heat-pipe cooled very small modular reactor MoveluX
(2): Preliminary evaluation of core temperature reactivity

*木村 礼[1]，浅野 和仁[1]，宮寺 晴夫[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

熱利用や水素製造など、電力供給以外の用途への活用が期待できる超小型原子炉システム MoveluX ™ には、ヒートパイプ減速・水素化カルシウム減速炉心が適用されている。本報では、温度反応度など炉心特性の評価結果と、これに基づく輸送時臨界安全確保の手法および原子炉起動シーケンスの概要を述べる。

キーワード：SMR、超小型炉、ヒートパイプ、受動的安全性、金属水素化物

1. 緒言

2015 年より、ヒートパイプ減速・水素化カルシウム減速炉心を構成要素とする多目的超小型炉 MoveluX ™（Mobile VEry small reactor for Local Utility in X-mark）の開発を進めている（図 1）。MoveluX ™ は、システム簡素化により高い可搬性を実現でき、また、可動部がないため受動的除熱・受動的炉停止が可能である。さらに、燃料を装荷した状態で原子炉をサイトへ輸送できるため、小型炉の課題である保障措置・核セキュリティの観点からも有利である[1]。

これまでに中性子の上方散乱によるスペクトル変化により、水素化物減速炉心が低温域で正の反応度を持つ場合があることが明らにした[2]。この為本研究では MVP を用い、運転時の反応度制御機器を組み込まない簡易な炉心モデルで温度依存反応度を評価した。また、評価結果に基づいて輸送時臨界安全確保の手法および原子炉起動シーケンスを検討した。

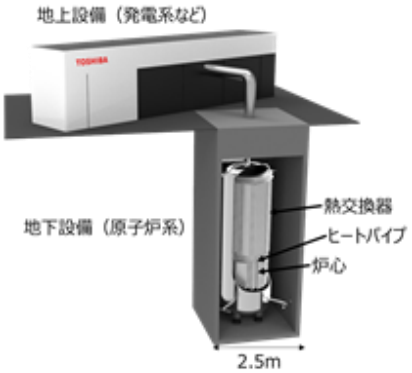


図 1：システム鳥瞰図

2. 炉心温度反応度評価

炉心の実効増倍率の温度依存性を図 2 に示す。温度 800K 以下の低温領域では、安全棒が挿入されていない場合でも未臨界が維持されること、また、炉心温度の上昇に伴い臨界に達することがわかる。

3. 輸送時の臨界安全性確保および原子炉起動への応用

本炉心では、強制加熱を行わない限り、安全棒が引き抜かれても未臨界を維持できる。このため、燃料が装荷された状態で輸送しても、臨界安全を確保することが可能である。また起動時には、炉心の強制加熱により反応度を印加し、安全棒を徐々に引き抜くことで炉心を臨界状態にできると考えられる(起動シーケンス)。

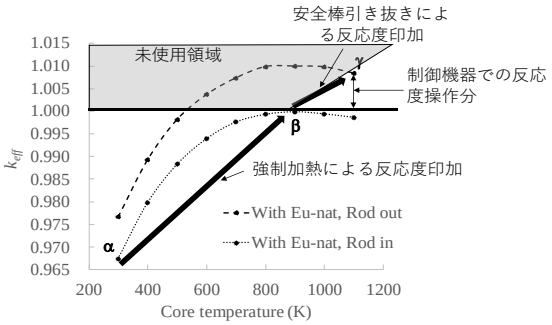


図 2：炉心温度変化に伴う実効増倍率の変化

4. 結論

開発中の MoveluX ™ では、輸送時に想定される低温領域での臨界安全が確保できる可能性が極めて高いことが示された。

参考文献

[1]木村ほか ”水素化物減速ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX の開発(1)：原子炉システム及び炉心コンセプト概要” 2019 年春の年会 1J04

[2] R. Kimura and S. Wada, “Temperature Reactivity Control of Calcium-Hydride-Moderated Small Reactor Core with Poison Nuclides”, Nucl. Sci. and Eng., 1943-748X (published online) (2019)

*Rei Kimura[1], Kazuhito Asano[1] and Haruo Miyadera[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions

核融合溶融塩ブランケットにおける長寿命核分裂生成物の核変換を目的とした溶融塩の検討

Proposal of molten salts specialized for transmutation of long-lived fission products in a fusion blanket system

*北坂　卓[1]，宍戸　博紀[1]，橋爪　秀利[1,]
[1]東北大学

本研究では、長寿命核分裂生成物(LLFP)の核融合炉による核変換に向けて、BeF_2 と LLFP フッ化物のみを含む核変換に特化した新たな溶融塩を提案する。中性子輸送解析および燃焼解析を実施し、当該溶融塩の LLFP 核変換量を評価し、軽水炉からの生成量に比して十分な核変換量が得られる溶融塩の組成について検討した。

キーワード：高レベル放射性廃棄物，分離変換，LLFP，燃焼解析，モンテカルロ法

1. 背景

軽水炉からの LLFP を含む高レベル放射性廃棄物を核融合炉溶融塩ブランケットへ添加する、核変換処理システムが提案されている。しかし、ブランケット材候補である Flibe ($LiF\text{-}BeF_2$) に対し、ブランケット全体における LLFP 添加を想定すると、トリチウム増殖比 (TBR) を維持するため非常に限られた添加量となり、十分な核変換量を得ることが困難である。本研究では、LLFP を大量に含有する核変換に特化した混合塩をブランケット全体の中、極めて限定された領域に配置することを提案し、その核変換システムの有効性について評価する。

2. 数値解析手法

図 1 に、ヘリカル炉 FFHR-d1[1]のブランケットを模擬した解析体系（矩形体系）を示す。核変換用の混合塩は、低融点かつ中性子増倍機能をもつ BeF_2 と、長寿命核種を含む CsF、PdF_2、ZrF_4 の二元系塩とし、組成はモル比で 1:1 とした。対象元素の同位体組成は PWR の燃焼度 45 GWd/t、冷却期間 30 年の使用済核燃料中の組成に基づき決定した。核融合出力は 3 GW とし、中性子強度は 6.65×10^{15} s^{-1} とした。中性子輸送計算コード MVP2.0[2]、断面積ライブラリ JENDL4.0 を用いて、LLFP 核種の個数密度の変化を評価した。

3. 数値解析結果

BeF_2 と一種類の LLFP フッ化物の混合塩をブランケットに装荷した場合の長寿命核種の数密度変化を図 2 に示す。^{135}Cs、^{107}Pd、^{93}Zr の量について、核融合炉による減少量が国内の軽水炉 36 基からの年間生成量を上回る（サポートファクタ=36）ためには、各混合塩をブランケット全体の、体積割合でそれぞれ 5%、2%、26%程度装荷する必要があることが分かった。混合塩はトリチウム増殖能を持たないため、BeF_2–ZrF_4 の 26%もの装荷により全体の TBR が不十分となることが懸念される。

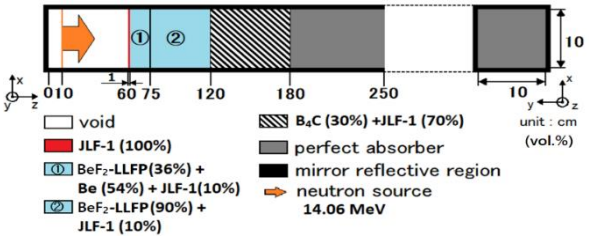


図 1 解析体系

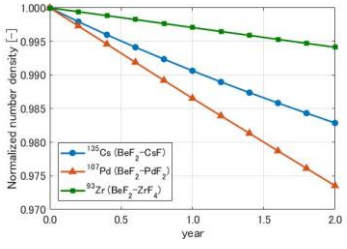


図 2 LLFP 核種の数密度変化

参考文献

[1] A. Sagara et al., Fusion Engineering and Design, Volume 87, Issue 5-6, 594-602 (2012)　[2] Y. Nagaya et al., JAERI 1348 (2005)

*Taku Kitasaka[1], Hiroki Shishido[1] and Hidetoshi Hashizume[1]
[1]Tohoku Univ.

自己完結型鉛冷却溶融塩高速炉に関する研究

Study on self-consistent lead-cooled molten salt fast reactor

*持丸　貴則, 高木　直行

東京都市大学

軽水炉から発生した長半減期核種を燃焼しつつ、同時に燃料増殖を行う自己完結型鉛冷却液体燃料高速炉の実現可能性について評価した。

キーワード：溶融塩燃料、液体金属燃料、鉛冷却、避難不要原子炉、燃料増殖、廃棄物核変換

1. 研究目的

本研究の目的は、液体燃料を用いた避難不要原子炉を、日本の使用済み燃料のアクチニドバーナー及び自己消費する燃料と自己生成した廃棄物について閉じた核燃料サイクルとする、自己完結型液体燃料鉛冷却原子炉の実現可能性を検討することである。

2. 研究概要

原子炉に重大事故が発生した際、近隣住民の避難が不要、または確率論的安全評価において炉心損傷発生頻度が 10^{-6}/年と極端に低い原子炉を避難不要(evacuation free)原子炉と定義する。溶融塩燃料原子炉では、発生した FP が溶融塩燃料の中にトラップされ、かつ大気圧運転であるため、バウンダリ破損に伴う FP の外部放出が少なく、周辺住民への影響も小との特徴が謳われている。

冷却材に鉛を使用することで、硬い中性子スペクトルとし、燃料の内部転換性能を高めることができる。また、鉛は中性子の寄生吸収が非常に少ないため、経済性を高めた自己完結型溶融塩燃料鉛冷却高速炉が実現できる可能性がある。現在ドイツのベルリンに本部を置く IFK Berlin では Dual Fluid Reactor(DFR)が検討されている。DFR は燃料に溶融塩または液体金属、冷却材に鉛を用いることで、高い出口温度を目指した出力 3000MWth の原子炉であり、本研究の参照炉心とした[1]。

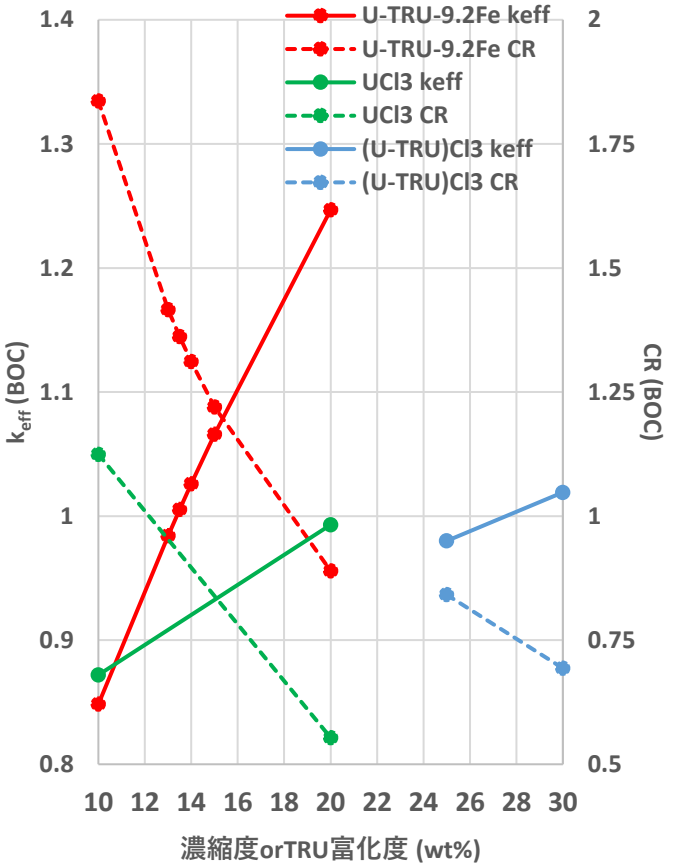


図 1 液体燃料の核的性能評価

3.結果及び展望

塩化物溶融塩燃料（UCl_3、$(U,TRU)Cl_3$）もしくは液体金属燃料(U-TRU-9.2Fe)を用いた DFR について、U 濃縮度または TRU 富化度を変化させたときの、燃焼初期における k_{eff} と CR(Conversion Ratio)の推移を図 1 に示す。塩化物燃料を用いた炉はいずれも燃焼初期の k_{eff} や CR が 1 を達成せず、自己完結型とすることは困難であることがわかった。一方、液体合金燃料を用いた場合、高い燃料密度によって臨界性が向上し、自己完結型原子炉達成の可能性のあることがわかった。

参考文献

[1] **1. Jan-Christian LewitzT (2018),「The Dual Fluid Reactor ThEC2018 Brussels」 IFK Berlin**

*Takanori Mochimaru ,Naoyuki takaki　　[1]Tokyo City Univ.

水銀から金を生成する「原子炉錬金術」実証実験の予備解析-(2)
水銀ターゲット仕様の最適化

Preliminary Analysis of "Nuclear Alchemy" Demonstration Experiment to Generate Gold from Mercury-(2)

Optimization of Mercury Target Specifications

*仲村 宗真[1], 高木 直行[1], リン ペン ホン[1,2]

[1]東京都市大学, [2]ナイス

水銀を金へ変換する「原子炉錬金術」実証実験を検討している。水銀装荷量を抑え変換効率を向上させる最適な水銀ターゲット仕様を検討した。

キーワード: 原子炉錬金術，水銀ターゲット，高効率核変換

1. 緒言

本研究では、水銀同位体 ^{196}Hg を金 ^{197}Au へ変換する実証実験に備え、研究炉に装荷する水銀の金生成量と変換効率を最大化させる水銀ターゲット仕様の最適化検討と水銀の放射化量評価を行った。

2. 解析条件と方法

インドネシア原子力庁(BATAN)が所有する出力 30 MW の研究炉 RSG-GAS (Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy)を用いた照射実験を想定した。RSG-GAS の燃料-反射体構成[1]を図 1 に示す。水銀ターゲット容器の装荷位置は、中央照射位置(CIP)から 1 燃料要素を挟んだ IP-d とした。図内の数字は各燃料要素の燃焼度クラス(炉内滞在サイクル数)を示している。

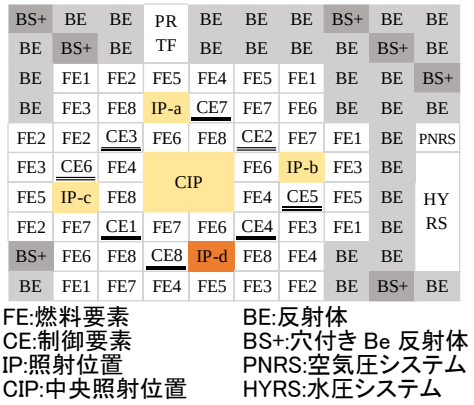


図 1 燃料−反射体構成

水銀ターゲットは、減速材として機能する円柱状のポリエチレン容器を母材とし、内径 0.1～0.2cm の試験管形状石英ガラス(厚み 1mm)を三角格子配列にて複数本配置する構成とした。この水銀ターゲットを炉上部から炉内へ続く案内菅内に装荷し、実際の運転出力である 15MWt で 1 サイクル(50 日間)照射した際の Au-197 生成量、Hg-196 変換率、反応度影響そして放射化量を評価した。ここで、ポリエチレン容器内の水銀入り石英ガラス装荷本数、水銀柱の直径や高さをパラメーターとした。解析はモンテカルロ計算コード MVP2.0 及び ORIGEN2 使用し、核データライブラリーには JENDL-4.0 を使用した。

3. 結果

水銀柱(高さ 10cm、ピッチ 1.5cm)の装荷本数を 1, 7, 13, 19 本と変化させた場合の評価結果を図 2 に示す。水銀本数を 6 本増加させるごとに変換率は約 4%減少すること、直径を 0.2cm から 0.1cm に細くすることで自己遮蔽効果が弱まり、Au-197 を生成する Hg-196 の変換率が 2 倍程度になることが分かった。今後更なる水銀ターゲット仕様の最適化を進めていく。水銀の放射化量評価からは、1 ヶ月程度の冷却期間後の主な放射化生成物は Hg-203(半減期 47 日)であり、その放射能は 9.1e9 Bq/gram-Hg 程度となる結果を得た。

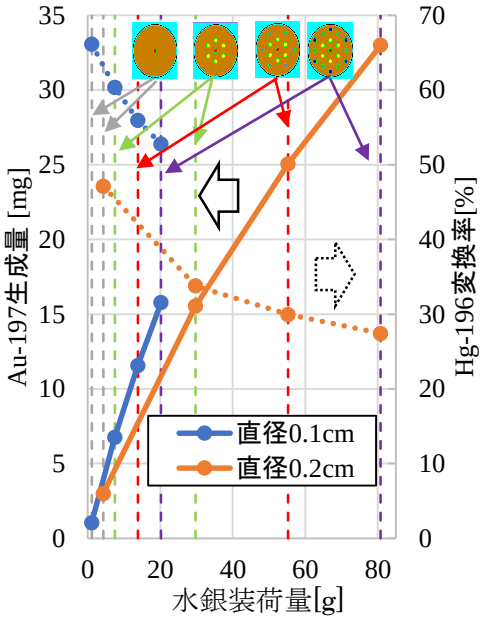


図 2 金生成量と Hg−196 変換率

参考文献

[1] Liem Peng Hong, Tagor Malem Sembiringb, Design of transition cores of RSG GAS (MPR-30) with higher loading silicide fuel, Nuclear Engineering and Design 240 (2010) 1433–1442

*Soma Nakamura[1], Naoyuki Takaki[1], Liem Peng Hong[1,2]
1.Tokyo City Univ, 2.NAIS.

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

Fri. Sep 13, 2019 10:35 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room J Common Education Bildg. 2F D22

[3J05-09] Design of New Reactor 2

Chair:Toshikazu Takeda(Univ. of Fukui)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3J05] Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(6)Design study on a metal fuel fast reactor core for high efficiency MA transmutation by loading SiC/SiC composite material

*Kazuya Ohgama[1], Toshiharu Hara[2], Hirokazu Ohta[2], Masayuki Naganuma[1], Shigeo Ohki[1], Masatoshi Iizuka[2] (1. JAEA, 2. CRIEPI)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3J06] Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

(6)Characteristics of Doppler Coefficient in Plutonium and Minor Actinoid Burner Core

*Tetsuya Mouri[1], Kazuteru Sugino[1], Shigeo Ohki[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3J07] Study on intrinsic safe fast reactors to prevent re-criticality by convex core shape

(4)Effects of core shape optimization and absorber maetrial introduction

*Naoyuki TAKAKI Takaki[1], Yano Mari[1], Toshio Wakabayashi[2], Yoshiaki Tachi[3] (1. Tokyo City Univ., 2. Tohoku Univ. , 3. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3J08] Study on intrinsic safe fast reactors to prevent re-criticality by convex core shape

(5)Effect on fuel with central axis absorber

*Toshio Wakabayashi[1], Makoto Takahashi[1], Naoyuki TAKAKI[2], Yoshiaki Tachi[3], Mari Yano[2] (1. Tohoku Univ., 2. Tokyo City Univ, 3. JAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3J09] Study on intrinsic safe fast reactors to prevent re-criticality by convex core shape

(6)Feasibility of a MOX fuel pellet with central axis absorber

*Yoshiaki TACHI[1], Naoyuki TAKAKI[2], Mari YANO[2], Toshio WAKABAYASHI[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo City University, 3. Tohoku Univertsity)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発
(6)SiC/SiC 複合材を装荷した高効率 MA 核変換用金属燃料炉心の設計検討

Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(6) Design study on a metal fuel fast reactor core for high efficiency MA transmutation by loading SiC/SiC composite material

*大釜 和也[1], 原 俊治[2], 太田 宏一[2], 永沼 正行[1], 大木 繁夫[1], 飯塚 政利[2]

[1] 日本原子力研究開発機構, [2] 電力中央研究所

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術開発の一環として、全炉心に約 20wt%の高濃度 MA 含有金属燃料を装荷できる高効率 MA 核変換用 SiC/SiC 複合材装荷金属燃料炉心を構築した。

キーワード：金属燃料、MA 核変換、ナトリウム冷却高速炉、核設計、炭化ケイ素(SiC)

1. 緒言

湿式再処理・MOX 燃料を利用した高速炉サイクルに、比較的容易に MA の扱いが可能で、かつ、小規模でも経済性に優れる等の特長を有する金属燃料ー乾式再処理を加えることにより、MA 核変換及び Pu 需給ニーズに柔軟に対応できる技術開発を行っている。昨年度までに早期実現性に着目した高濃度 MA 含有金属燃料装荷・MOX 燃料炉心概念の検討を行った[1]。本研究では、より効率的な MA 核変換の観点から、全炉心に高濃度 MA 含有金属燃料を装荷できる高効率 MA 核変換用金属燃料炉心を検討した。

表.1 炉心特性

炉心仕様・特性	単位	基準炉心	SiC/SiC複合材 ラッパ管	SiC/SiC複合材 ラッパ管及び減速体
燃料集合体(内側/外側)	体	144/249	144/249	90/195
Pu/MA富化度 *1	%	13.9/3.3	13.7/3.3	18.6/18.6
燃焼反応度	%Δk/kk'	0.3	-0.3	0.1
β_{eff}	-	$3.4x10^{-3}$	$3.4x10^{-3}$	$2.6x10^{-3}$
冷却材Naボイド反応度	$	7.0	6.3	6.4
ドップラ係数	Tdk/dT	$-2.5x10^{-3}$	$-3.5x10^{-3}$	$-2.8x10^{-3}$
V/|D|比 *2	$/$10^{-3}$ Tdk/dT	2.8	1.8	2.3 *2
MA核変換量 *2	kg/GWe-y	99(93)	100(94)	490(461)

*1 内側及び外側炉心燃料のTRU富化度を同一としている炉心.

*2 既往ULOF-SASS解析からV/|D|比 2.4 $/$10^{-3}$ Tdk/dT程度以下を暫定目安.

*3 ( )内は, 定検期間45日を考慮. 3wt%MA均質装荷MOX燃料炉心では58(53) [1].

2. 検討条件・解析方法

既往研究で設計した 750MWe 金属燃料炉心[2]を基準炉心とし、核データライブラリ JENDL-4.0 を用いた 3 次元拡散燃焼計算により炉心特性を評価した。

3. 検討結果

軽水炉使用済燃料(45-49 GWd/t、炉外時間 40 年)から乾式プロセスで回収した TRU を U-TRU-Zr 合金燃料として使用した基準炉心の特性を表 1 に示す。MA 含有率は約 3wt%である。同炉心に SiC/SiC 複合材ラッパ管を使用すると、冷却材喪失事象時(ULOF)の自己作動型炉停止機構(SASS)の成立性の観点で重要となる冷却材 Na ボイド反応度及びドップラ係数の比(以下、V/|D|比)の低減・改善が確認できる。さらなる V/|D|比改善により炉心安全性に余裕を確保し、MA 装荷・核変換量を増やすためには、SiC/SiC 複合材の炉内装荷量の増加が必要である。ただし、被覆管については、金属燃料炉心損傷事象時の挙動(ステンレス被覆管では、被覆管-金属燃料の液相形成により早期に燃料破損が生じ、炉心からの燃料排出による負のフィードバックが期待できる)及び燃料健全性影響(SiC は熱伝導率が低い)の観点から課題があるため使用は望ましくない。そこで、本研究では、SiC/SiC 複合材で構成した減速集合体を炉内に装荷した。金属燃料炉心の優れた中性子経済、また、MA の優れた Fertile としての特長により、燃焼反応度の悪化の抑制が期待できるため、基準炉心の 393 体の燃料の約 30%にあたる 108 体を SiC/SiC 減速集合体に置換した。燃料領域において十分な減速効果が得られるように、燃料と減速集合体が隣接する図.1 の配置にて評価した。なお、Pu:MA=1:1 となるように MA を添加した燃料組成としている。既往検討の安全要求を満たしつつ、また、燃焼反応度の悪化も生じることなく、基準炉心の約 5 倍、本研究で評価した 3wt%MA 均質装荷 MOX 燃料炉心[1]と比較して約 9 倍の MA 核変換量を達成できる炉心を構築できることを確認した。

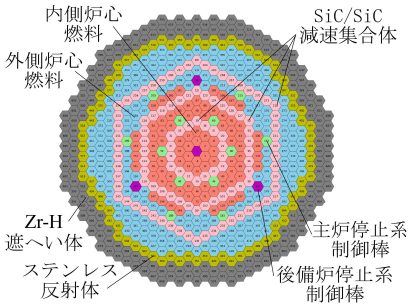


図.1 SiC/SiC 減速集合体装荷炉心配置

参考文献

[1]大釜他, 柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発(3), 日本原子力学会 2018 年秋の大会, 2L06, (2018).

[2] K. Ohgama, H. Ohta, et al., "Design study of a 750 MWe Japan Sodium-cooled Fast Reactor with Metal Fuel", Proceedings of ICAPP2017, 17247, April 24-28, 2017, Fukui and Kyoto (Japan), (2017).

※本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」の成果である。

*Kazuya Ohgama[1], Toshiharu Hara[2], Hirokazu Ohta[2], Masayuki Naganuma[1], Shigeo Ohki[1] and Masatoshi Iizuka[2]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Central Research Institute of Electric Power Industry.

高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討
(6) Pu・MA 燃焼炉心におけるドップラ係数の特性

Study on Fast Reactor Core to Manage Degraded Plutonium and Minor Actinoid

(6) Characteristics of Doppler Coefficient in Plutonium and Minor Actinoid Burner Core

*毛利 哲也[1]，杉野 和輝[1]，大木 繁夫[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

高速炉のフェーズアウトモードにおける高次化 Pu・MA 燃焼炉心について、従来の Pu 増殖型炉心には見られないドップラ係数の特性について分析した。

キーワード：高速炉、Pu・MA 燃焼炉心、高次化プルトニウム、マイナーアクチノイド、ドップラ係数

1. 緒言

一般的な増殖型のナトリウム冷却 MOX 燃料高速炉心（以下、増殖炉心）では、ドップラ係数の軸方向分布は炉中心で最大となるが、高速炉のフェーズアウトモードにおける高次化 Pu･MA 燃焼炉心[1]（以下、燃焼炉心）の場合は炉心下端で最大になることを確認した。最内層の炉心燃料におけるドップラ係数の軸方向分布を図 1 に示す。本検討では燃焼炉心に見られるドップラ係数の特性について分析を行った。

2. ドップラ係数の特性分析

図 2 にドップラ係数に感度のある 1keV 近傍のエネルギーの中性子束の軸方向分布を示す。炉心燃料領域において、増殖炉心では炉中心が、燃焼炉心では炉心下端が最大となっておりドップラ係数の分布と一致している。増殖炉心において軸方向ブランケットが配置されている領域は、燃焼炉心ではガスプレナムになることから、ガスプレナムからの減速された中性子の反射が炉心下端領域の中性子束を押し上げていると考えられる。燃焼炉心に対しガスプレナムを軸方向ブランケットに置換してドップラ係数を解析したところ、増殖炉心と同様に炉中心で最大となる分布となった。

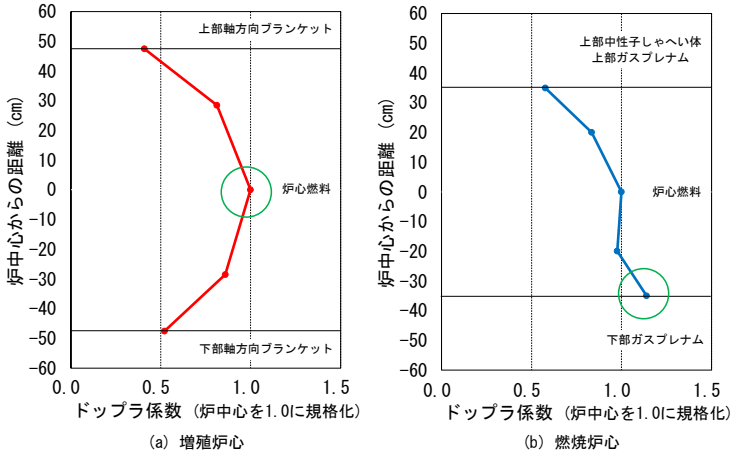


図1 ドップラ係数※の軸方向分布（炉心最内層集合体位置）

※ 単位体積当たりのドップラ係数

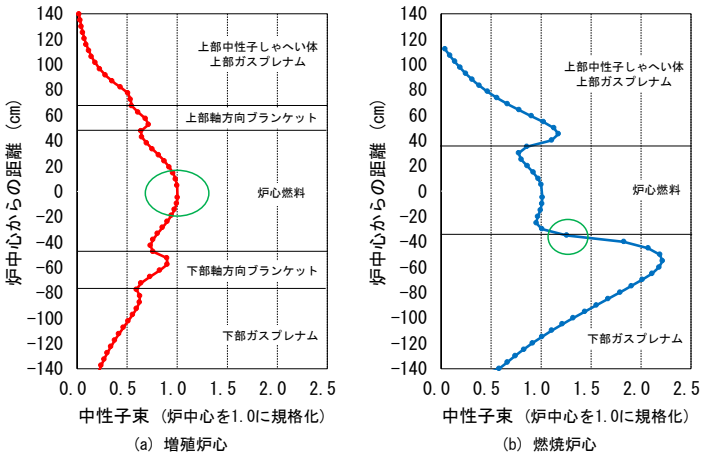


図2 1keV近傍の中性子束の軸方向分布（炉心最内層集合体位置）

次に、増殖炉心に対し軸方向ブランケットをガスプレナムに置換してドップラ係数を解析したが、ドップラ係数の軸方向分布は変わらず炉中心で最大となった。増殖炉心と比べて燃焼炉心は炉心高さを低くしており、これにより燃焼炉心の炉心燃料領域の中性子束は増殖炉心よりも平坦になっている（図 2 参照）。より平坦なほど中性子反射による押し上げ後の炉心下端での中性子束も高くなると考えられ、これと中性子反射の効果が合わさることで燃焼炉心のドップラ係数の分布が生じたと言える。

3. 結言

燃焼炉心で見られるドップラ係数の軸方向分布は、燃焼炉心の炉心高さが低いことで炉心燃料領域における低いエネルギーの中性子束が比較的平坦になっていること、及び軸方向ブランケットを配置しないことで減速された中性子の炉心への反射が増加することによって生じていることを明らかにした。

参考文献

[1] 曽我他，日本原子力学会 2018 年春の年会，3F06.

*Tetsuya Mouri[1], Kazuteru Sugino[1] and Shigeo Ohki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

凸型炉心形状による再臨界防止固有安全高速炉に関する研究開発 (4)炉心形状や中性子吸収体導入の効果

Study on intrinsic safe fast reactor to prevent re-criticality by convex core shape

(4) Effects of core shape optimization and absorber material introduction

*高木 直行[1]、矢野 眞理[1]、若林 利男[2]、館 義昭[3]

[1]東京都市大学, [2]東北大学, [3]日本原子力研究開発機構

原子力システム研究開発事業(安全基盤技術研究開発)として2015年度から4年にわたり実施してきた「凸型炉心形状による再臨界防止固有安全高速炉に関する研究開発」の成果をシリーズで報告する。

キーワード：高速増殖炉，再臨界、炉心形状、中性子吸収材

1. 緒言

一般的に高速炉の炉心は最大反応度体系として設計されないため、炉心崩壊事故で燃料が凝集した際には再臨界が生じ機械的エネルギーが発生する可能性がある。本大会では、4年にわたり実施してきた凸型炉心の研究成果をまとめ、炉心形状の工夫や炉心下部への中性子吸収体導入の効果、外側炉心への軸心燃料装荷の効果、そして軸心燃料の構造や材料的成立性についての検討結果を3件のシリーズとして報告する。

2. 凸型炉心の基本的アプローチ

本研究の基本概念は、健全時の炉心形状を一般的な円筒（パンケーキ）型から中性子漏洩の少ない凸型とすることにより、炉心崩壊に伴う幾何学的バックリング B_g^2 の増大幅を大きくし、コンパクション反応度 ρ_c を負とすることである。炉心形状という極めて基本的な炉心仕様の工夫により、過酷事故時の燃料凝集の問題を緩和する検討である。

図1はJAEAを中心に検討されているJSFR(Japan Sodium-cooled Fast Reactor)相当の出力を持つ大型高速炉心を対象に、炉心コンパクション（炉心を構成する材料が溶融・落下し冷却材であるNaを排除してその高さを減じること）による B_g^2 の変化を、球型炉心、円筒型炉心そして凸型（上下凸型）炉心について示している。反応度評価の結果、球、円筒ともに ρ_c は正となるが、内側炉心を外側より高くした凸型炉心では、健全時の B_g^2 を円筒炉心よりも低減でき、ρ_c を負値とすることができた。

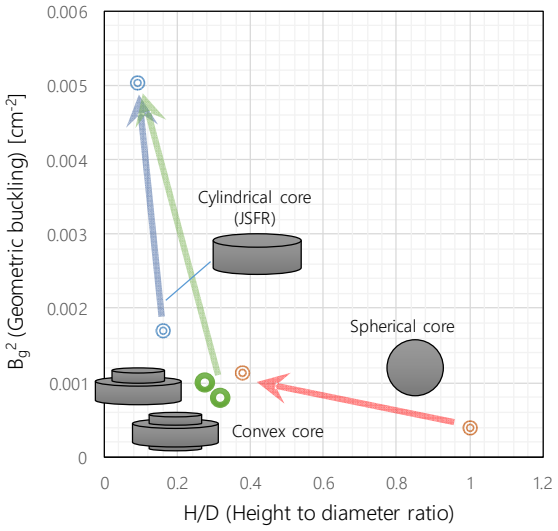


図1 炉心崩壊に伴う幾何学的バックリングの変化

但し、径方向出力分布の平坦化のため、インポータンスの高い内側炉心のPu富化度を低下させ外側を増加すると、炉心反応度が著しく低下し ρ_c は正に転じたため、全炉心でPu富化度を一定とし炉心内側ほどピン径を細くするピン径調整型上下凸型炉心(Graded pin-size convex core)を最終仕様とした[1]。

3. さらなる負の ρ_c 追求

コンパクション後の B_g^2 を更に増大させるため、溶融炉心プールが炉心直径を超えて広がる径方向ブランケット下部削除炉心(Core with short length radial blankets)[2]や、内側炉心下部軸ブランケット領域へ中性子反射体と中性子吸収材を配置することにより内側炉心のみ溶融時にも吸収材混合によって負の ρ_c 投入となる内側炉心下部吸収体配置炉心(Core with lower axial reflector and absorber)[3]を提案しその効果を評価した。両概念とも、凸型炉心比べてJSFRへの設計インパクトを小さく抑えつつ、-20$程度の負のコンパクション反応度投入となる見通しを得た。

謝辞 本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京都市大学が実施した平成30年度「凸型炉心形状による再臨界防止固有安全高速炉に関する研究開発」の成果である。

参考文献 [1] Keiko Chitose and Naoyuki Takaki, "Convex shaped FBR core with graded size pins to prevent re-criticality during Core Disruptive Accident", Annals of Nuclear Energy Vol.127 (2019), [2]持丸 貴則、千歳 敬子、高木 直行、「再臨界防止固有安全高速炉の炉心形状に関する研究」、日本原子力学会2018年秋の大会, 3L11, [3] 千歳 敬子、持丸 貴則、高木 直行、「同（その2）-下部軸ブランケット領域での中性子吸収材の効果-」、日本原子力学会2019年春の大会, 1K05

* Naoyuki Takaki [1], Mari Yano[1], Toshio Wakabayashi[2], Yoshihiro Tachi[3]

[1] Tokyo City University, [2] Tohoku University, [3]JAEA

凸型炉心形状による再臨界防止固有安全高速炉に関する研究開発 (5) 軸芯燃料の効果

Study on intrinsic safe fast reactor to prevent re-criticality by convex core shape (5) Effect on fuel with central axis absorber

*若林 利男[1]、高橋 信[1]、高木 直行[2]、館 義昭[3]、矢野 眞理[2]
[1]東北大学, [2]東京都市大学, [3]日本原子力研究開発機構

高速炉において、燃料中心に吸収材を配置した軸芯燃料を利用した場合の再臨界回避の効果について解析評価した。

キーワード：高速増殖炉，再臨界、炉心形状、中性子吸収材

1. 緒言

高速炉において､MOX 燃料に軸芯燃料に適用した場合の上下凸型炉心と円柱型炉心のコンパクション反応度、ドップラー反応度、ナトリウム反応度、燃焼反応度を解析し、軸芯燃料の炉心特性、安全性に関する効果を評価した。

2. 解析手法、結果

2-1. 解析手法

上下凸型炉心と円柱型炉心の外側炉心に軸芯燃料を装荷した場合の解析を、体系を忠実に模擬できるモンテカルロコードMVPを用いて実施した。

2-2. 結果

表１に解析結果を示す。コンパクション反応度は上下凸型炉心ではより負となり、円柱型炉心ではコンパクション反応度は正から負とすることができた。

表１　解析結果

項目	円柱型炉心		上下凸型炉心	
	軸芯無し	軸芯有り	軸芯無し	軸芯有り
コンパクション反応度（%Δρ）	3.93	-1.7	-0.66	-2.1
ドップラー反応度　(E-3Δρ／（ΔT/T)	-8.9	-8.1	-9.5	-8.9
ナトリウムボイド反応度　（%Δρ）	1.6	1.7	0.81	0.61
増殖比	1.17	1.21	1.09	1.10
燃焼反応度（%Δk/kk’/year）	2.2_6	2.33	7.1	8.3

また、ドップラー反応度とナトリウムボイド反応度は、軸芯有りと軸芯無しでは、円柱型炉心、上下凸型炉心とも大きな差はなく安全性は両者おおきな差がないことが明らかになった。

燃焼反応度は、上下凸型炉心は軸芯燃料が若干大きくサイクル期間の縮小等の対策が必要であるが、円柱型炉心では大きな差は生じていなかった。

3. 結論

高速炉において、軸芯燃料を外側炉心に適用することは、コンパクション反応度を低下させることから安全性の向上に寄与できることが分かった。

謝辞

本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京都市大学が実施した平成 30 年度"凸型炉心形状による再臨界防止固有安全高速炉に関する研究開発　“の成果である。

*Toshio Wakabayashi[1], Makoto Takahashi[1], Naoyuki Takaki[2], Yoshihiro Tachi[3], Mari Yano[2]

[1]Tohoku University, [2]Tokyo City University, [3]JAEA

凸型炉心形状による再臨界防止固有安全高速炉の研究開発
（6）軸芯燃料の材料的成立性

Study on intrinsic safe fast reactors to prevent re-criticality by convex shape

(6) Feasibility of a MOX fuel pellet with central axis absorber

*舘　義昭[1]，高木　直行[2]，矢野　眞理[2]，若林　利男[3]

[1]原子力機構，[2]東京都市大学，[3]東北大学

高速炉の燃料損傷時の再臨界防止のため、軸芯部に中性子吸収体を包含する軸芯燃料の開発を進めている。溶融時に軸芯部の中性子吸収体を均質に分散させるため、代替物質による評価試験を通して適切な軸芯燃料構造を検討し、軸芯燃料の材料的な成立性を評価した。

キーワード：軸芯燃料、中性子吸収材、MOX 燃料、再臨界、高速炉

1. 緒言

高速炉炉心の損傷事故時の再臨界防止のため、通常運転時には MOX 燃料の軸芯部（φ1～2mm）に留まり MOX 燃料の燃焼を妨げず、燃料溶融時に溶融燃料中に分散する中性子吸収材を包含した軸芯燃料の開発を進めている。今回、液相中の中性子吸収体の分散性に着目し、代替物質を用いた評価試験を実施し、その知見に基づき軸芯燃料構造を検討することによって再臨界防止用軸芯燃料の材料的成立性を評価する。

2. 軸芯燃料の材料的成立性

2-1. 中性子吸収体

軸芯燃料の中性子吸収体には、中性子吸収能とともに燃料溶融時には溶融燃料内に均質に分散する性能が必要であり、また、通常運転時には MOX 燃料の軸芯部での安定性が求められる。これらについて中性子吸収元素の融点、沸点、高温安定性の調査を実施し、中性子吸収体の主成分を Gd_2O_3 とした。粘性の異なる複数のシリコーンオイルとアルミナ粒子を用いた混合試験の結果、液相中への均質分散には固相粒子とすることが有効であると考え、Gd_2O_3 を W で被覆することで燃料溶融時（約 2,800℃）に固相粒子を維持させることとした。W 被覆の表層を WC 化し、通常運転状態の高温下で粒子同士が固着しても燃料溶融時には分離することとした。さらに、粒径の小さい粒子は液相に浮上・凝集し易いことから、W 被覆 Gd_2O_3 粒子の粒径は 100μm 程度に設定し、MOX 燃料よりも密度が高くなるように W 被覆の厚みを調製することとした。W 被覆を 10μm、そのうちの表層 1μm を WC とすることで、直径 100μm の W 被覆 Gd_2O_3 粒子は MOX 燃料の約 1.2 倍の密度を有する中性子吸収体とすることができる。

2-2. 軸芯燃料の構造と中性子吸収体分散性の評価

中性子吸収体を保持する燃料部分は直径 2 ㎜の中心空孔を持つ中空燃料とし、軸芯部に上記の W 被覆 Gd_2O_3 粒子を充填する（図 1）。通常運転時の中心空孔温度は約 2000℃と想定され、W 被覆 Gd_2O_3 粒子は固相を維持しつつも固着が想定されるが、W 被覆表層の WC 化により燃料溶融時には個々に分離し、分散することが期待できる。液相中の固相粒子の分散性については、Cu、Ru、Nb、Fe を用いた試験により液相と固相の密度差が固相粒子の移動の駆動力になることを確認した。また、Gd_2O_3 を被覆する W は MOX 燃料成分との反応が無いため、通常運転時の高温下においても燃料側への侵入は無いと考えられる。

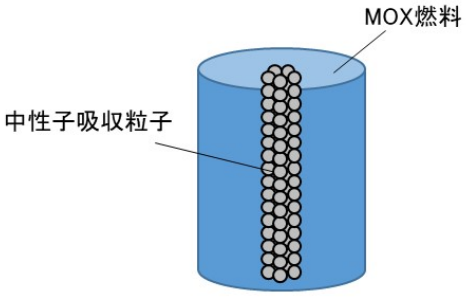


図 1　軸芯燃料ペレット

3. 結論

上記のことから、中性子吸収能の高い Gd_2O_3 を高融点金属である W で被覆し、その表面を WC 化した W 被覆 Gd_2O_3 粒子を中空 MOX 燃料の軸芯部分に充填した軸芯燃料とすることで、通常運転時の安定性を維持しながら、燃料溶融時には溶融燃料中に分散して再臨界を防止する機能を発揮する軸芯燃料の材料的な成立性を確認した。

謝辞

本研究は原子力システム研究開発事業の下で文部科学省からの受託事業として東京都市大学が実施した平成 29 年度及び平成 30 年度 "凸型炉心形状による再臨界防止固有安全高速炉に関する研究開発“の成果である。

*Yoshiaki TACHI[1], Naoyuki TAKAKI[2], Mari YANO[2] and Toshio WAKABAYASHI[3]

[1]JAEA., [2]Tokyo City Univ., [3]Tohoku Univ.

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

Fri. Sep 13, 2019 9:30 AM - 11:05 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 12:30 AM - 2:05 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[3K01-06] Sensing and Data Transmission

Chair:Akio Gofuku(Okayama Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3K01] Wireless Telecommunication Systems for Nuclear power plants

Proposal of Wireless Telecommunication Systems Considering Electro-Magnetic Compatibility

*Daisuke SHINMA[1], Yoshihito SATO[1], Hiromichi ENDO[1], Junya FUJITA[1], Junichi KITAMURA[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3K02] Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant

(VIII)Field test for Mobile Terminal

*hidehiko kuroda[1], takahiro shirota[1], yoshiro ikeda[1], takeshi hasegawa[1], naotaka oda[1], naoki asano[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3K03] Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant

(IX)Performance verification of the terminal management function by a sound wave

*Takahiro Shirota[1], Hidehiko Kuroda[1], Naotaka Oda[1], Takeshi Hasegawa[1], Yoshiro Ikeda[1], Naoki Asano[1] (1. TOSHIBA ESS)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3K04] Development of Flow Meter Error Evaluation Technology in Piping System for Nuclear Power Plant

*Takashi Nakahara[1], Tatsuro Yashiki[1], Junichi Kitamura[2], Tadashi Sano[1], Yuki Itabayashi[1], Takumi Kitagawa[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3K05] Development of Sensing Technique for Internal Investigation of PCV Utilizing MCF Rubber

*Ryo Ikeda[1], Kunio Shimada[2], Hideharu Takahashi[1], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Tech., 2. Fukushima Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3K06] Development of Site Parameter Monitoring System with Edge Computer

*Yuichi Nakashige[1], Yuji Tetsutani[1], Yuki Kawai[1] (1. MHI)

11:00 AM - 11:05 AM JST | 2:00 AM - 2:05 AM UTC

Time reserved for Chair

原子力発電プラントに適用可能な無線通信システムの開発
(1)電磁両立性を考慮した無線通信方式の提案

Wireless Telecommunication Systems for Nuclear power plants
(1) Proposal of Wireless Telecommunication Systems Considering Electro-Magnetic Compatibility

*新間 大輔[1]，佐藤 義人[1]，遠藤 浩通[1]，藤田 淳也[1]，北村 純一[2]
[1]日立製作所，[2]日立 GE ニュークリアエナジー

日本国内の原子力発電プラント内では、高速な無線通信システムはほとんど導入されていない。課題のひとつは電磁両立性(EMC)の確保である。本発表では、汎用的な無線通信規格を活用しつつも EMC に対応可能な方式を提案する。不要な電波を放射しない無線通信方式であり、原理検証試験で有効性を確認した。

キーワード：無線, 通信, 電磁両立性

1. 緒言

近年、作業の効率化などのニーズから原子力発電プラントで高速無線通信システムの導入の検討が進められている[1]。課題は複数あるが特にプラント計装設備に対する電磁的な影響については検討が必要である。本発表では影響を受けやすい機器に電波が到達しない仕組みを講じた無線通信方式を提案する。

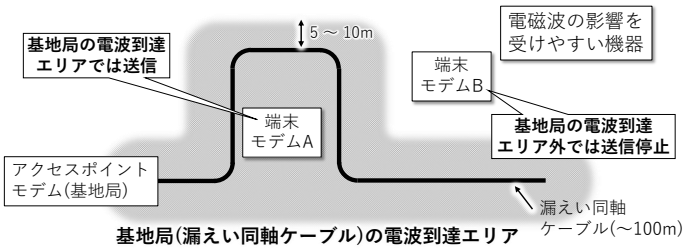


Fig.1 EMC 対応型無線通信システム

2. EMC 対応型無線通信システム

本方式の構成を Fig.1 に示す。本方式では漏えい同軸ケーブルと、特殊な通信処理を搭載した端末モデムの組み合わせで構成される。アクセスポイントモデム(基地局)に漏えい同軸ケーブルを接続し、電波の到達範囲を限定することで電磁波の影響を受けやすい機器に電波が到達しないようにする。また一般的な無線 LAN 端末モデムは使用者が意図しない電波を発信する問題があるが、本方式では基地局の電波到達エリア外(基地局通信圏外)では電波を送信しない独自の通信処理を端末モデムに搭載することで解決を図る。端末モデムは基地局からの信号の受信可否を判定し、受信できない場合には送信を停止するアルゴリズムを採用している。

Fig.2 に原理検証試験結果を示す。(a)の一般的な無線 LAN 端末モデムは間欠的に意図しない電波を送信しているが、(b)の提案方式では基地局の電波が検出できないエリア(通信圏外)では電波を一切送信しないことを確認した。

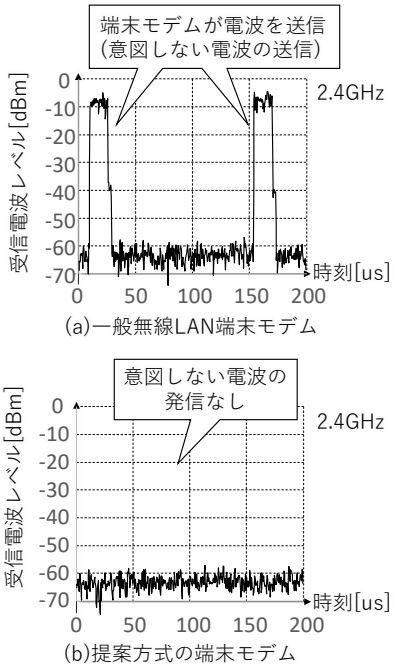


Fig.2 不要電波抑制方式の検証結果
(基地局からの電波到達エリア外で実施)

3. 結論

原子力発電プラントにおいて電磁両立性を考慮した通信方式を提案し原理検証試験にて有効性を確認した。

参考文献

[1] 黒田ら, “原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発”, 日本原子力学会 2019 年春の年会, 3K01

*Daisuke Shinma[1], Yoshihito Sato[1], Hiromichi Endo[1], Junya Fujita[1],, Junichi Kitamura[2]
[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE

原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発
（Ⅷ）無線システムのフィールド試験

Wireless System with Controlling Electromagnetic Wave Distribution in Nuclear Power Plant
(Ⅷ) Field Test for Mobile Terminal

*黒田　英彦[1]，代田 孝広[1]，池田 芳朗[1]，長谷川 健[1]，小田 直敬[1]，浅野 直樹[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

原子力発電所における現場作業の効率化や各種データ計測の低コスト化などの課題には無線技術が有効であるが、設備への電磁ノイズ影響及び情報セキュリティの対策が必要である。そこで電波強度を抑え、高セキュリティ通信を行う無線システムを試作し、火力発電所で模擬試験を行って通信性能を検証した。
キーワード：モバイル端末，IoT センサ，ワイヤレスセンサ，無線通信，電磁ノイズ，情報セキュリティ

1. 緒言

発電所内で無線技術を活用できれば、モバイル端末による保守点検等の現場作業の効率化[1]、作業管理や安全管理のオンライン化の課題を解決できる。またワイヤレスセンサで設備監視や診断用データを低コストで計測可能となる。そこで原子力発電所での適用時に必要となる電磁ノイズ及び情報セキュリティへの対策として、電波強度を制御して不要な場所への電波伝搬の抑制と、無線機器の認証、伝送データの暗号化と改ざん検知を行うセキュリティ無線通信システムを開発している。ここでは原子力発電所の模擬環境として運転中の火力発電所でフィールド試験を行い、モバイル端末適用時の通信性能を検証した。特に通信速度は電波強度やセキュリティとトレードオフの関係にあるため、通信性能のうち通信速度について試験を行った。

2. フィールド試験

発電設備に関する画像付き点検シート（電子化データ）を無線伝送する想定とした。試験では発電設備の対象計器を中心として 5～10m 離れたところに無線アクセスポイントを 3～4 つ配置して通信エリアを設定し、各種の画像付き点検シートを想定した異なる容量のデータを伝送して通信速度を確認した。通信規格は IEEE.802.11ac、周波数 5GHz であり、通信時に認証、データの暗号化及び改ざん検知を行っている。通信速度の測定結果を図 1 に示す。通信速度は平均値で約 3.9Mbps となることが確認できた。

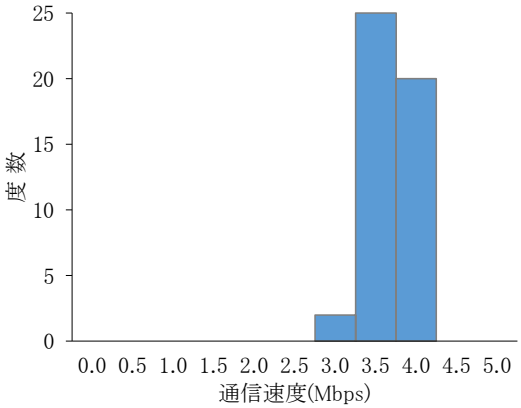


図 1　通信速度の測定結果

3. 結論

原子力発電所の模擬環境においてフィールド試験を行い、約 3.9Mbps の通信速度を検証した。典型的な画像付き点検シート（28MB 未満）に対し、現場作業員が不便さを感じないとして目標設定した 60 秒以内で伝送できる見込みである。引き続き、原子力施設での試験検証に向けて検討を進める。

参考文献

[1] H. M. Hashemian et al., “Wireless Sensor Applications in Nuclear Power Plants”, Nuclear Technology Vol.173, No1, P8-16, (2011).

---

*Hidehiko Kuroda[1], Takahiro Shirota[1], Yoshiro Ikeda[1], Takeshi Hasegawa[1], Naotaka Oda[1] and Naoki Asano[1].
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発
（IX）音波による端末管理機能の性能検証

WIRELESS SYSTEM FOR CONTROLLING ELECTROMAGNETIC WAVE DISTRIBUTION IN NUCLEAR POWER PLANT
(IX) PERFORMANCE VERIFICATION OF THE TERMINAL MANEGEMENT FUNCTION BY A SOUND WAVE

*代田孝広[1]，黒田英彦[1]，小田直敬[1]，長谷川健[1]，池田芳朗[1]，浅野直樹[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

点検データほかを蓄積した情報端末が発電所外など設定した範囲外に無許可で持ち出されるような不測の事態を想定し、このような事態に備えた対策として音波検出状況に応じて端末内の情報を管理する機能を提案した。また、現場環境を模擬した実験室での試験結果を用いて本機能の有効性を示した。しかし、実際の発電所内はポンプやタービンなど騒音を発する機器が稼働しており、騒音レベルが高いエリアでも安定して音波を検出する必要があるため、高騒音環境の発電所内で本機能の有効性を確認した。

キーワード：情報端末，端末管理機能，音波

1. 緒言

近年、火力発電所など様々なプラントに情報端末を用いた点検システム[1]が適用されており、点検員の負担低減や点検作業の効率化などの観点から、原子力発電所でも情報端末を用いた点検が有効であると考える。そこで、情報端末で音波が検出できない場合に点検データ消去を行うなど、音波検出状況に応じて端末内の情報を管理する端末管理機能を提案している。しかし、発電所内のポンプやタービンなどの動作音が外乱となって音波が検出できなかった場合にも点検データが消去されて点検作業が中断されてしまうため、高い音波検出性能が求められる。本研究では、高騒音環境の発電所内で音波を用いた端末管理機能の試験を実施し、本機能が有効であることが確認できたため、その結果を報告する。

2. 高騒音環境における音波検出試験結果

原子力発電所をはじめとするプラントの点検作業を想定すると、高騒音環境を歩行中でも安定して音波を検出できる必要がある。そこで、高騒音環境の発電所内において、歩行速度を変えて音波を出力するスピーカーの真下を通過した場合の音波検出率を確認した。結果を表 1 に示す。歩行速度が約 8km/h の場合は音波検出率 30%程度であるが、歩行速度が約 2km/h では 90%の確率で検出できることを確認した。

表1　歩行速度を変えた場合の音波検出率

歩行速度	音波検出率
ゆっくり(約2km/h)	90%
普通(約4km/h)	70%
速い(約8km/h)	30%

3. 結論

音波を用いた端末管理機能について、高騒音環境の発電所内で歩行速度を変えた場合の音波検出率を確認した。その結果、音波を出力するスピーカーの真下を速い速度で歩行した場合は検出率が低くなるが、点検作業時に近い速度で歩行する場合は高い確率で音波検出が可能であることを確認した。音波による適切な端末管理を行うためにはさらに音波検出率を向上させる必要があるため、引き続き検討を進めて行く。

参考文献

[1]井村裕義,タブレット端末を用いた設備診断業務の効率化,石油学会装置研究検討会,46th,52-55,2015

---

*Takahiro Shirota[1], Hidehiko Kuroda[1], Naotaka Oda[1], Takeshi Hasegawa[1], Yoshiro Ikeda[1], Naoki Asano[1].
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

原子力発電プラントの配管系統における流量計誤差評価技術の開発

Development of Flow Meter Error Evaluation Technology in Piping System for Nuclear Power Plant

*中原 崇[1]，矢敷 達朗[1]，北村 純一[2]，佐野 理志[1]，板林 勇気[1]，北川 巧[2]
[1]株式会社日立製作所，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

原子力発電プラントの配管系統を対象として，流体解析結果から管軸座標に沿った旋回強度の変化を算出することで流量計誤差を評価する技術を開発し，旋回の強い箇所と発生原因を究明可能とした。

キーワード：原子力発電プラント，配管系統，流量計，流体解析，スワール数

1. 緒言

原子力発電プラントでの複雑な配管ルーティングにより発生する旋回流が，差圧流量計の計測精度に影響する事が知られている。そこで流量計測の誤差を管軸に沿った旋回強度として評価する技術を開発する。

2. 流量計誤差評価技術の開発

2-1. 評価原理

配管内の流れの旋回が強ければ流量計精度が低下するという関係に基づき[1]，旋回強度としてスワール数[2]を用い，管軸座標に沿ったスワール数の変化を算出することで流量計誤差を評価する技術を開発した。

2-2. 評価結果

一般的な配管形状のうち，流量計付近の旋回強度が強い系統Ａと弱い系統Ｂに対する流体解析結果を用いて，設備から流量計までの管軸座標に沿ったスワール数の変化を計算した結果を Fig. 1 に示す。左から順に系統Ａの形状とグラフ，系統Ｂの形状とグラフであり，グラフ横軸は管軸座標，縦軸はスワール数である。系統Ａでは曲管やＴ字の密集箇所で旋回強度が上昇しており，系統Ｂよりも旋回強度が高くなっている原因が曲管やＴ字の密集するルーティングであることを確認した。

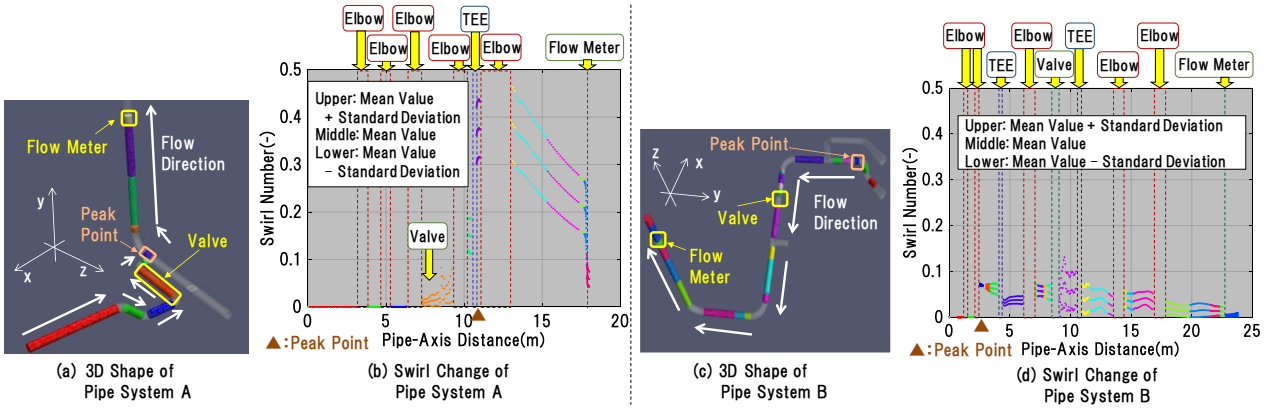


Fig. 1 Evaluation Result

3. 結論

管軸座標に沿ったスワール数の変化を算出することで流量計誤差要因を示すスワール数の上昇箇所と減衰具合を把握できるため，設計者がルーティングの妥当性を容易に判断できることを確認した。

参考文献

[1] 佐鳥聡夫，“流量のお話　第２回　差圧式流量計，” MS TODAY, pp. 2-3, 2001 年 8 月.

[2] 妹尾泰利他，“長い平滑管および粗面管の旋回流，” 日本機械学会論文誌，第 308, pp. 759-766, 1972.

*Takashi Nakahara[1], Tatsurou Yashiki[1], Junichi Kitamura[2], Tadashi Sano[1], Yuki Itabayashi[1] and Takumi Kitagawa[2]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

MCF ゴムを用いた原子炉格納容器内部調査に向けたセンシング技術の開発

Development of Sensing Technique for Internal Investigation of PCV Utilizing MCF Rubber

*池田 遼[1]，島田 邦雄[2]，高橋 秀治[1]，木倉 宏成[1]

[1]東京工業大学，[2]福島大学

MCF rubber is a new smart sensor obtained by mixing rubber with MCF, vulcanized by electrolytic polymerization. It has feasibility of self-sensing because it has self-induced voltage to change by vertical and shear forces, etc.. The application is effective on sensing by loaded on a robot for internal investigation in a primary containment vessel (PCV).

Keywords: Magnetic compound fluid (MCF), MCF rubber, Sensing, Electrolytic polymerization, γ-irradiation

1. 緒言

近年，東京電力 HD 福島第一原子力発電所では事故の安定化および廃炉の推進に向けて，本研究では，ロボットに搭載したセンサにより接触することでセンシングを行うことを想定し，島田ら[1]によって MCF（Magnetic Compound Fluid，磁気混合流体）を天然ゴムと混合し（MCF ゴム），電解重合法により固化することで作成された新しい機能性材料である MCF ゴムを用いた原子炉格納容器（PCV）内部調査に向けたセンシング技術の検討を行った．

2. ^{60}Co-γ 線照射実験

電解重合法を用いた MCF ゴムの電解重合化モデルを Fig. 1 に示す．MCF ゴムに金属錯体を混合し電解重合することにより，金属の細い線がゴムから脱着しないセンサとすることができ，センサとしての必要条件を満たせる．センサ化した MCF ゴムはそれ自体にピエゾ効果を持っており，ピエゾ電圧が垂直力やせん断力などによって変化するので，外部電源を必要としない単独でのセンシングが可能である．ここで，MCF ゴムの放射線に対する特性の調査のために，東工大が所有するコバルト照射実験施設において，作成した MCF ゴムセンサに対して ^{60}Co-γ 線を断続的に照射した際の電位変化を測定した．

3. 実験結果および考察

実験結果を Fig. 2 に示す．照射の開始に伴って MCF ゴムより出力される電位が増加し，放射線に対して光触媒のような機能を発現していることが判明した．これにより，従来の MCF ゴムの触覚センサとしての機能に加えて，放射線検出の機能も有していることが判明し，放射能発電等への応用の可能性を有した新しいセンサの開発に成功した．

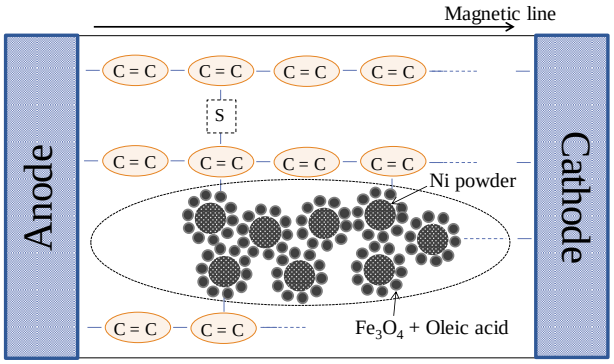


Fig. 1 Physical model of electrolytically polymerized MCF rubber.

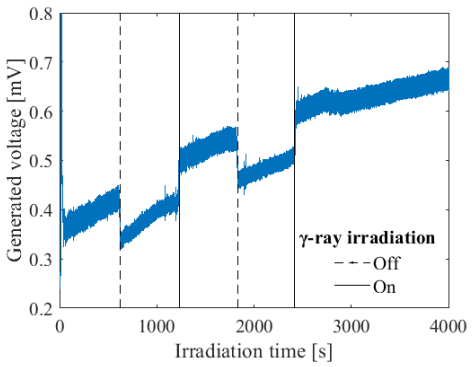


Fig. 2 Generated voltage of MCF rubber during γ-irradiation.

参考文献

[1] Kunio Shimada and Norihiko Saga: “Mechanical enhancement of sensitivity in natural rubber using electrolytic polymerization aided by a magnetic field and MCF for application in haptic sensors”, Sensors, Vol.16, No.9, 1521 (2016)

*Ryo Ikeda[1], Kunio Shimada[2], Hideharu Takahashi[1] and Hiroshige Kikura[1]

[1] Tokyo Tech., [2] Fukushima Univ.

プラント向けエッジ側状態監視処理システムの開発

Development of Site Parameter Monitoring System with Edge Computer

*中重 佑一[1]，鉄谷 祐二[1]，河合 佑紀[1]

[1]三菱重工業株式会社　ICT ソリューション本部　電気計装技術部

現場計器の遠隔監視システムとして、カメラと深層学習を組み合わせた SMEc による手法を開発。カメラ画像の計器指示値をエッジ処理で数値化し、圧縮データを伝送することを特徴とする。SMEc 活用により、少額投資でプラント設備・機器の連続監視、及びプラントの安全・安定運転への貢献を期待できる。

キーワード: エッジコンピュータ，遠隔監視システム,深層学習，画像認識

1. SMEc について

主要構成品は、カメラ、エッジコンピュータ、ゲートウェイユニットである。SMEc は、カメラ画像を用いてエッジ側で深層学習を行い、深層学習から得た計器指示値の推定値（圧縮されたデータ）を伝送することを特徴としており、少額投資でプラントへの遠隔監視システムの導入が可能となる。

2. SMEc のシステム構成

SMEc とは､プラント内の限られたスペースで､現場計器の遠隔監視を可能にするためのシステムであり、複数計器の同時監視も可能である。SMEc のシステム構成、及び針位置推定ロジックを図 1 に示す。深層学習は GPU ユニットで行い、USB カメラで撮影したカメラ画像をインプットとする。深層学習と針位置推定ロジックから得られた推定値（圧縮されたデータ）を対外伝送器によりデータ伝送することで、これまで遠隔監視できなかった現場計器についても、離れた場所での遠隔監視が可能となる。

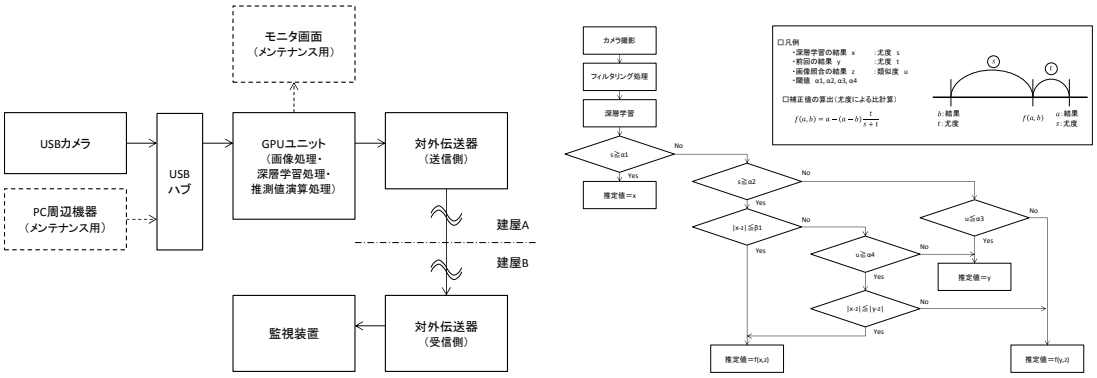


図 1　システム構成、及び針位置推定ロジック

3. おわりに

本書では、カメラと深層学習を組み合わせた SMEc による手法について紹介した。SMEc 活用により、少額投資でプラント設備・機器の連続監視、及びプラントの安全・安定運転への貢献が期待できる。

参考文献

[1] NVIDIA Japan, “組み込みシステム開発ソリューション| NVIDIA Jetson | NVIDIA” [オンライン]

* Yuichi Nakashige[1] , Yuji Tetsutani[1], and Yuki Kawai[1]

[1] Mitsubishi Heavy Industries, LTD..

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

Fri. Sep 13, 2019 11:05 AM - 12:10 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 2:05 AM - 3:10 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[3K07-10] Radiation Redistant Technology

Chair:Daisuke Karikawa(Tohoku Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3K07] Development of radiation resistant technology

(1)Development of 4H-SiC CMOS operational amplifier with gamma radiation resistance over 2 MGy

*Masahiro Masunaga[1], Ryo Kuwana[1], Isao Hara[1], Tamotsu Asano[2] (1. Hitachi, 2. HGNE)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3K08] Development of radiation resistant technology

(2)Radiation Resistance Evaluation of Pressure Transmitter using SiC Op-amp

*Ryo Kuwana[1], Masahiro Masunaga[1], Keizou Egawa[3], Isao Hara[1], Hideyuki Henmi[3], Tamotsu Asano[2] (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Hitachi High-Tech Sol.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3K09] Optically reconfigurable gate array VLSI with a triple modular redundancy structure

*Toru Yoshinaga[1], Minoru Watanabe[1] (1. Shizuoka Univ.)

11:50 AM - 12:05 PM JST | 2:50 AM - 3:05 AM UTC

[3K10] Radiation tolerance of an oscillator circuit using a crystal oscillator

*Masaki Watanabe[1], Takumi Hatamochi[1], Minoru Watanabe[1] (1. Shizuoka Univ.)

12:05 PM - 12:10 PM JST | 3:05 AM - 3:10 AM UTC

Time reserved for Chair

耐放射線化技術の開発
(1) 放射線耐性 2 MGy を上回る 4H-SiC CMOS オペアンプの開発

Development of radiation resistant technology

(1) Development of 4H-SiC CMOS operational amplifier with gamma radiation resistance over 2 MGy

*増永 昌弘[1]，桑名 諒[1]，原 勲[1]，浅野 保[2]

[1]㈱日立製作所，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー㈱

原子力発電プラントで使用される計測器の更なる高信頼化のため，炭化ケイ素(SiC)の相補型 MOS(CMOS)を用いて放射線耐性 2 MGy を上回るオペアンプを開発した。

キーワード：原子力計装，耐放射線，炭化ケイ素，相補型 MOS，オペアンプ，ガンマ線，蓄積効果

1. 緒言

原子力プラント用計測器の放射線耐性向上が望まれている。本報告では，これら計器に適用され，かつ放射線耐性の低いオペアンプ[1]を，従来のケイ素(Si)から SiC へ変更し，γ線照射試験を実施した。

2. 作製および照射条件

開発したオペアンプは，4° オフの 4H-SiC 基板上に複数形成された CMOS から構成される(図 1)。CMOS のゲート酸化膜は，ガンマ線による蓄積効果を抑制するため，前回報告[1, 2](25 nm)より薄い 8 nm とした。また，CMOS の酸化膜/SiC 界面の移動度劣化を抑制するため，1300℃の窒化処理を施した。照射試験には，ガンマ線(Co-60 線源)を使用し，線量率を 1 kGy/hr とした。照射中のオペアンプには電源端子に±4 V を印加すると共に，入力端子にグラウンド電位を入力した。また，評価環境は室温とした。照射中のオフセット電圧は利得 13 dB の閉ループ回路に接続した状態で測定した。

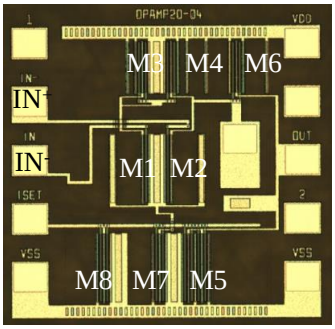


図 1. SiC オペアンプの外観

3. 結果

図 2 は入力オフセットの積算線量依存性で，仕様が同じ 2 つのサンプルを同時に測定した。SiC オペアンプのオフセット電圧は，2 MGy を超えても 3 mV 以下で推移し安定していた。また，測定した 2 つのサンプルは同じ積算線量でオフセット電圧が急増しており，再現性があることも確認された。今後は，計器適用に向け，製品化を進める計画である。

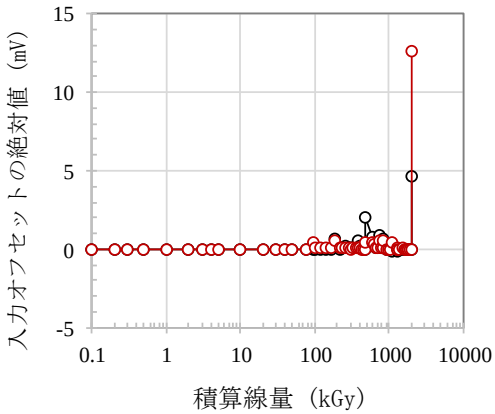


図 2. 入力オフセットの積算線量依存性

参考文献

[1] 桑名，増永，江川，佐藤，原，赤平；計測器の耐放射線化技術の検討；日本原子力学会 2018 年春の大会(2018/3)

[2] M. Masunaga, S. Sato, R. Kuwana, and A. Shima, The Performance of Operational Amplifiers Consisting of 4H-SiC CMOS After Gamma Irradiation, IEEE Transactions on Electron Devices, vol. 66, no. 1, pp. 343-348, Jan. 2019.

*Masahiro Masunaga[1], Ryo Kuwana[1], Isao Hara[1] and Tamotsu Asano[2]

[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

耐放射線化技術の開発
（2）SiC オペアンプを搭載した圧力伝送器の耐放射線性評価

Development of Radiation Resistant Technology

(2) Radiation Resistance Evaluation of Pressure Transmitter using SiC Op-amp

*桑名 諒[1]，増永 昌弘[1]，江川 恵造[3]，原 勲[1]，辺見 秀行[3]，浅野 保[2]，
[1]日立製作所，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー，[3]日立ハイテクソリューションズ

原子力発電プラント内で使用される圧力伝送器の更なる耐放射線性向上のために、耐放射線 SiC オペアンプを開発した。圧力伝送器の回路に SiC オペアンプを適用し、照射試験を実施した結果を報告する。

キーワード：原子力計装，圧力伝送器，耐放射線，SiC，オペアンプ

1. 緒言

圧力伝送器は、原子力プラントの流体圧力や水位、流量等の計測に用いられる重要計器の一つである。この計器の耐放射線性向上(積算 50kGy 以上)を目的に、放射線に弱い従来のケイ素(Si)から耐放射線性に優れる炭化ケイ素(SiC)をベースとしたオペアンプを開発した[1]。開発した SiC オペアンプを搭載した圧力伝送器を試作し、耐放射線性能を確認するためのγ線照射試験を実施した。

2. 試験内容及び結果

圧力伝送器を構成する電子部品のうち、オペアンプが最も放射線に弱く、オペアンプ単体では約 0.3kGy でオフセット電圧の仕様範囲(±5mV 以内)を逸脱することを確認している[2]。これはγ線による電離作用により、酸化膜界面に電荷が蓄積するためである[1]。その対策として、耐放射線性に優れる SiC を用いたオペアンプを開発した。圧力伝送器への適用には初期オフセット電圧の低減が重要課題であり、対策として酸化膜の薄膜化により目標仕様の±5mV 以内に抑えることに成功した。この SiC オペアンプを圧力伝送器に複数実装し、入出力特性(1-5V 出力)等の計測性能が仕様を満たすことを確認できたため、γ線照射による耐放射線性能評価を実施した。Co-60 線源に対し線量率を 1kGy/h とし、圧力伝送器出力の初期値に対して許容誤差(±10%)を逸脱するまでγ線を照射した。その結果、積算 423kGy まで許容誤差以内で動作できることを確認した(図１)。なお、許容値を逸脱した原因はオフセット電圧のドリフト(約 10mV)であるが、オフセット補償など回路側の対策追加により更なる耐放射線向上が見込める。本結果より、これまで適用できていなかった過渡的な高線量環境下においても、既存の圧力計測システムで長時間安定して圧力や水位等の重要パラメータを計測できる見通しを得た。今後は、実機適用に向けた製品化を進める計画である。

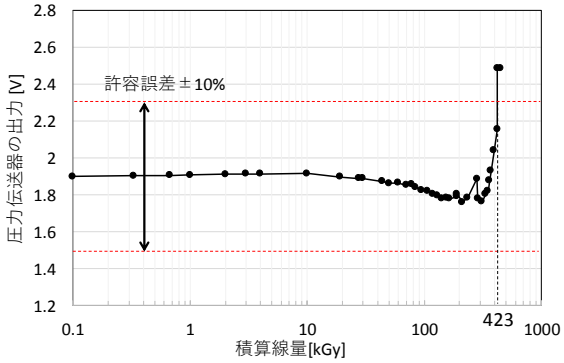


図１　γ線照射による圧力伝送器の出力影響

参考文献

[1] M. Masunaga, S. Sato, R. Kuwana, and A. Shima；The Performance of Operational Amplifiers Consisting of 4H-SiC CMOS After Gamma Irradiation；IEEE Transactions on Electron Devices, vol. 66, no. 1, pp. 343-348, Jan. 2019. (2019/1)

[2] 桑名，増永，江川，佐藤，原，赤平；計測器の耐放射線化技術の検討；日本原子力学会 2018 年春の大会(2018/3)

*Ryo Kuwana[1], Masahiro Masunaga[1] , Keizo Egawa[3] , Hideyuki Henmi[3] , Isao Hara[1] and Tamotsu Asano[2]

[1]Hitachi Lyd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hitachi High-Tech Solutions Corp.

三重実装が可能な光再構成型ゲートアレイ VLSI

Optically reconfigurable gate array VLSI with a triple modular redundancy structure

*吉永　透，渡邊　実
静岡大学

現在、福島第一原子力発電所の廃炉作業のため、耐放射線デバイスの開発が進められている。高い放射線耐性を有するデバイスとして、我々は光再構成型ゲートアレイを開発している。この度、三重化実装をサポートできる光再構成型ゲートアレイ VLSI を開発したので、その開発結果について報告する。

キーワード：光再構成型ゲートアレイ，ソフトエラー耐性，三重化実装，FPGA

1. 緒言

光再構成型ゲートアレイ(ORGA: Optically Reconfigurable Gate Array)は、レーザーアレイ、ホログラフィックメモリ、光再構成型ゲートアレイ VLSI の 3 つの要素から構成され、光技術によって任意の回路を実装することができる。光再構成型ゲートアレイはソフトエラーへの対策として、VLSI 内部の構成メモリを定期的に書き直すことで放射線による故障を回避するスクラビングの手法を用いている。今回はソフトエラー耐性をさらに高めるために、三重実装が可能な光再構成型ゲートアレイ VLSI を開発した。

2. 三重実装が可能な光再構成型ゲートアレイ VLSI

三重実装が可能な光再構成型ゲートアレイ VLSI は図 1 のように、ゲートアレイ VLSI が 3 層並んだ構造をとる。図 2 のように、各層のゲートアレイ内部に構成された論理ブロックには、任意の論理演算を行う LUT(Look-up table)が実装され、各 LUT の出力には、多数決回路がハードマクロとして実装されている。ゲートアレイの三重実装により、一つの層でソフトエラーが発生した場合でも、各層のゲートアレイの信号の多数決をとるため、ソフトエラーによる誤動作を回避して動作させることができる。このように、三重実装が可能な光再構成型ゲートアレイは高速なスクラビング[1]に加え、ゲートアレイ構造を三重化したことで、従来の耐放射線デバイスに比べ高いソフトエラー耐性が期待できる。

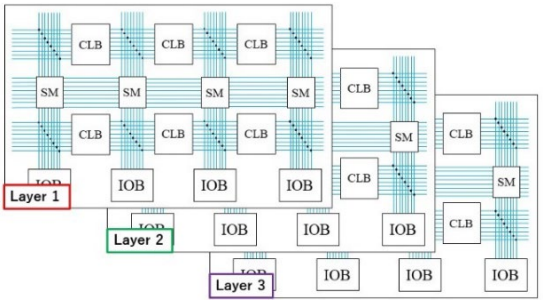


Fig. 1: ORGA-VLSI with a triple modular redundancy

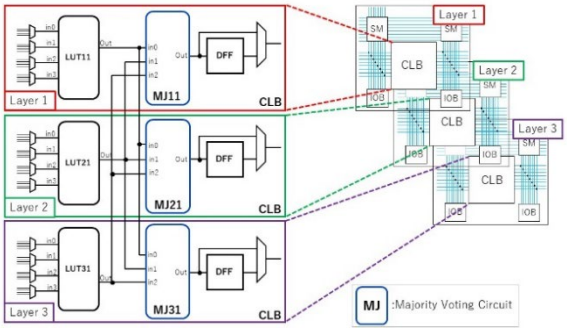


Fig. 2: Majority voting operation of the gate array

3. 試験結果

今回、三重実装が可能な光再構成型ゲートアレイ VLSI を用いてシミュレーションと回路実装を行った。ゲートアレイの多数決周期 20ns、放射線入射数 10 個/us の条件で 2bit 乗算器を動作させた結果、ソフトエラーによる回路の故障間隔として 312.5us が得られた。また、2bit 乗算器を VLSI 上に実装し、回路の再構成に成功した。

参考文献

[1] T.Fujimori, M.Watanabe, “High-speed scrubbing demonstration using an optically reconfigurable gate array,” Optics Express, Vol.25, Issue 7, pp. 7807-7817, 2017.

*Toru Yoshinaga[1] and Minoru Watanabe[1] ,[1]Shizuoka Univ.

水晶発振回路の放射線耐性

Radiation tolerance of a crystal oscillator circuit

*渡邊 将己，旗持 卓美，渡邊 実
静岡大学

我々はデジタルシステムに必須である水晶発振回路の耐放射線化の研究を進めている。本稿では我々が開発した耐放射線発振回路のトータルドーズ耐性が 390 Mrad 以上であることを示す。

キーワード：水晶振動子，発振回路，トータルドーズ効果，耐放射線，廃炉

1. はじめに

高放射線下におかれた電子デバイスでは放射線の入射による一時的な誤作動や放射線量に応じて特性が劣化していく恒久的な故障が生じる[1]。デジタルシステムではクロック信号が必須であるが、そのクロック生成回路も放射線により劣化していく。そこで我々は比較的放射線に耐性のあるTTLと水晶振動子とを組み合わせた耐放射線水晶発振回路を開発している。本稿では、その評価結果について報告する。

2. 水晶振動子と TTL を用いた発振回路と試験結果

2-1. 水晶振動子と TTL

水晶振動子は RALTRON の AS-10.000-18、TTL は Fairchild Semiconductor の SN74LS04N,と SN7404N を使用した。

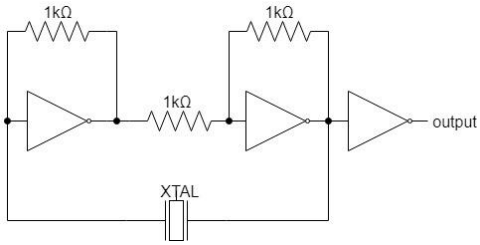


図 1 水晶振動子を用いた発振回路

2-2. 試験方法

水晶振動子は 1 種類、TTL は 2 種類を用いて、74LS04 を用いた発振回路を 4 つ、7404 を用いた発振回路を 4 つ、合計 8 つの発振回路を製作し、コバルト 60 ガンマ線源を使用し、強度 0.278Mrad/h にて放射線照射試験を行った。

2-3. 試験結果

7404 は 397.4Mrad、74LS04 は 407.4Mrad 照射前後の発振周数の変化を示す。

表 1 TTL 別ガンマ線照射前後の発振周波数の変化

	7404(変化最少)	7404(変化最大)	74LS04(変化最少)	74LS04(変化最大)
照射前周波数	10.00 MHz	10.01 MHz	10.00 MHz	10.03 MHz
照射後周波数	10.00 MHz	9.997 MHz	10.00 MHz	9.999 MHz

3. まとめ

本論文では、水晶発振回路の放射線耐性の評価を行った。結果、少なくとも 390Mrad 以上の放射線耐性を有することが確認できた。今後、耐放射線デバイス、光再構成型ゲートアレイ[2]に適用してく。

参考文献

[1] 下平勝幸,”宇宙用半導体とその放射線対策”,RADIOISOTOPES,Vol.36,No.2,pp.35-43,1987

[2] T. Fujimori, M. Watanabe, “Parallel light configuration that increases the radiation tolerance of integrated circuits,” Optics Express, Vol. 25, Issue 23, pp. 28136-28145, Oct., 2017.

*Masaki Watanabe, Takumi Hatamochi and Minoru Watanabe, Shizuoka Univ..

General Meeting

Fri. Sep 13, 2019 12:10 PM - 1:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 3:10 AM - 4:00 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[3K_GM] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第60回全体会議

[3K_GM] General Meeting

General Meeting

[3K_GM] 「ヒューマン・マシン・システム研究部会」第60回全体会議

Fri. Sep 13, 2019 12:10 PM - 1:00 PM Room K (Common Education Bildg. 2F E21)

[3K_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

Fri. Sep 13, 2019 2:45 PM - 3:55 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 5:45 AM - 6:55 AM UTC | Room K Common Education Bildg. 2F E21

[3K11-14] Safety Culture and Resilience

Chair:Kunihide Sasou(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3K11] Experimantal study on evaluation of safety awareness

*Ryota Kawagoe[1], Daisuke Karikawa[1], Makoto Takahashi[1] (1. Tohoku University)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3K12] Relationship between non-technical skill and resilience potential in emergency management

*Masaharu Kitamura[1], Kyoko Oba[2], Atsufumi Yoshizawa[3] (1. TeMS Research Institute, 2. JAEA, 3. Nagaoka Univ. of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3K13] Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident

(5)Study on Stress Management to Improve Resilience

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. of Tech. , 3. TeMS)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3K14] Proposal of training menus for improving resilient response ability

1. A trainig menu to grasp functional information of plant components

*Akio GOFUKU[1], Masaharu KITAMURA[2], Kyoko OBA[3] (1. Okayama Univ., 2. Research Institute for Technology Management Strategy, 3. JAEA)

3:45 PM - 3:55 PM JST | 6:45 AM - 6:55 AM UTC

Time reserved for Chair

安全意識の評価に関する実験研究

Experimental study on the evaluation of safety awareness

*川越 遼太，狩川 大輔，高橋 信
東北大学大学院工学研究科

プラントの現場における個人の安全意識を評価することは安全文化の評価において重要である．本研究ではImplicit Association Test(IAT)に基づく心理学的な手法と認知実験によりルール遵守という観点からの安全意識の客観的評価の可能性について検討を行った．

キーワード：安全意識,違反行動,認知実験 Implicit Association Test, IAT, Go/No-Go Association Task, GNAT

1. 緒言

安全意識を評価することは安全文化の評価や，より効果的な安全教育を行うにあたって重要である．無意識的な反応時間を用いる心理学的手法である Implicit Association Test(IAT)による安全意識の評価の可能性が検討されているが、先行研究では実際の行動と測定した安全意識の間に有意な相関は確認できなかった[1]．本稿では測定対象(比較する概念)を 2 つ選定する必要があり，個別の概念に対する絶対的な潜在意識を測定できないという制約を持つ IAT ではなく，Go/No-Go Association Task(GNAT)という手法を用いた安全意識評価に関して実験的な検討を行った結果を述べる．

2. 実験

認知実験では被験者に意図的な違反行動を誘発させるように工夫した簡単な知覚判断課題及び試行数確認課題を作成し、手順から外れた行動を違反行動と定義した．被験者には事前に課題を行う際の手順を説明しておりその手順を無視した場合に違反行動を行ったと判断した．本研究ではこの手順を守って行動することを安全意識が高いと定義した．潜在的な安全意識の評価には GNAT を用いた。GNAT では, 測定したい概念に対する刺激語の分類課題を行い，この時の反応時間を測定することによって潜在的意識を測定する．顕在的な安全意識の評価には主要 5 因子性格検査(BigFive)とアンケートを用い、被験者の違反率と安全意識評価の比較を行った．被験者は東北大学に所属する大学生合計 10 名で実験を実施した．

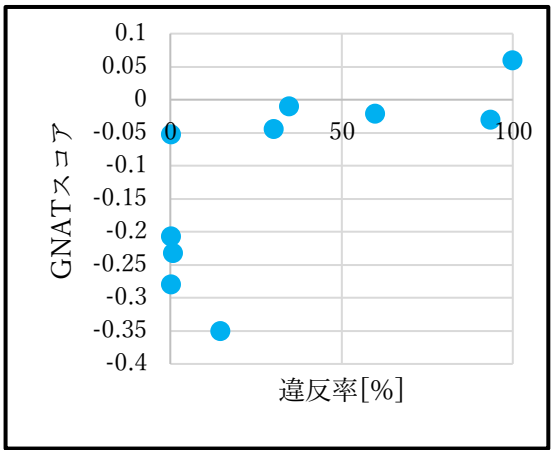


図 1　GNAT スコアと違反率の関係

3. 結果・考察

図 1 に GNAT スコアと違反率の関係を示す．GNAT スコアと違反率の間には有意な正の相関を確認できた($r = 0.7, p = 0.023 < 0.05$)．よって GNAT スコアが高い，つまり違反に対する抵抗感が小さいほど違反率は大きくなると言える．これに対して顕在的な安全意識評価と違反率には有意な相関は見られなかった．この結果から, 安全意識の評価において GNAT を用いた潜在意識の測定が有効な手法である可能性が示唆された．

参考文献

[1] 久保沢周平, ”潜在的安全意識の評価に関する実験研究”, 2018

[2] 和田一成,”違反行動の生起における課題遂行コストとリスク認知の影響”,労働科学,Vol.88,No.1,pp.1-12,2012.

*Ryota Kawagoe, Daisuke Karikawa and Makoto Takahashi

Graduate School of Engineering, Tohoku University

緊急時対応におけるノンテクニカルスキルとレジリエンス・ポテンシャルの関係性

Relationship between Non-technical Skills and Resilience Potential in Emergency Management

*北村 正晴[1]，大場 恭子[2]，吉澤 厚文[3]
[1]テムス研究所，[2]JAEA，[3]長岡技大

効果的な緊急時対応能力を育成する訓練プログラムを実現することを目的に，ノンテクニカルスキル（Non-technical Skill: NTS）とレジリエンスエンジニアリングが提唱している対処する，監視する，学習する，予見するという４つのポテンシャル（以下，レジリエンス・ポテンシャル）の関係性を検討した。

キーワード：緊急時対応，レジリエンス・ポテンシャル，ノンテクニカルスキル

1. はじめに

近年，原子力発電所の緊急時対処能力を向上するために，NTS が注目され，そのレベルアップを目的とした訓練が進められている。一方，レジリエンスエンジニアリングの観点からは，緊急時の組織的対処行動が効果的に機能するために，レジリエンス・ポテンシャルが高いレベルにあることが要請されており，それらに注目した訓練プログラムが検討されている。この背景を受け，本研究では，より効果的な緊急時対応訓練プログラムを実現することを目的に，NTS とレジリエンス・ポテンシャルとの関係性を整理する。

2. NTS とレジリエンス・ポテンシャルとの関係性

NTS とレジリエンスエンジニアリングの提唱する枠組みとの間には，密接な関係性を見出しうる。たとえば，筆者らは東電福島第一事故への対応行為分析を通じて，「最悪の事態」を防ぐことができた大きな要因として，レジリエンス・ポテンシャルが効果的に発現された実態があること，ただし，これらのポテンシャルが十分な効果を発現するためには，テクニカルスキル（Technical Skill: TS），NTS, Attitude，心身の健康，環境要因などが高いレベルにあるべきことを指摘した[1]。さらに，NTS の内，認知的 NTS と呼ばれる状況認識，意思決定などが実効性を発揮することと，チームの対処・監視するポテンシャルが高いこととは，意味として類似性が高いが実践上の力点には差異があることを確認している[2]。

これらの既往知見を踏まえ， NTS とレジリエンス・ポテンシャルの関係性の検討をさらに進めた。具体的には，共通要因と差異を整理するとともに，訓練現場観察を実施した。結果は以下のように要約される。

① 認知的 NTS 向上のために，レジリエンス・ポテンシャルが提唱する基盤的要件（備えの多様性，予兆や brittleness への気づき力，リソースや Plan-B への関心など）は支援的知見として有用である。

② 社会的 NTS の効果的発揮には，①の認知的 NTS 向上を通じての主観的利用可能時間の増大が大きく寄与する。その効用を経験的かつ明示的に認識することが訓練内容の質的向上に繋がると期待できる。

3. 結言

NTS 向上を目指す訓練に際しては，上記のようなレジリエンス・ポテンシャルとの相互関係を支援的知見として認識し，事前ガイダンス，デブリーフィングなどに際して，この支援的知見を適切に活用する方式が効果的と考える。

参考文献

[1] 吉澤，古濱，武藤，大場，北村: 福島第一原子力発電所事故を踏まえた組織レジリエンスの向上(Ⅰ)，日本機械学会 2014 年度年次大会予稿集，G2010102, (2014)

[2] 北村: レジリエンスエンジニアリングから Holistic Safety へ，日本安全学教育研究学会誌，Vol.10, 61-67，(2017)

*Masaharu Kitamura[1], Kyoko Oba[2] and Atsufumi Yoshizawa[3]

[1]TeMS, [2]JAEA, [3]Nagaoka Univ. of Tech.

現場組織の緊急時対応力向上を目指した福島第一原子力発電所事故分析 （5）レジリエントな安全の実現に必要なストレス管理に関する検討

Enhancing Emergency Response on the Field Based on Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Accident (5) Study on Stress Management to Improve Resilience

*大場 恭子[1]，吉澤 厚文[2]，北村 正晴[3]
[1]JAEA，[2]長岡技大，[3]テムス研究所

福島第一原子力発電所（以下，「1F」）における事故対応のワークロードに関する分析[1]によって明らかになった「ストレス管理」の対策を目的に，緊急時対応を行う他の組織が，現場の人員のストレス管理をどのように考え，どのような対応を行っているかを調査し，原子力発電所での対策を考察した。

キーワード：ストレス管理，ワークロードマネジメント，レジリエンスエンジニアリング，背後要因，健康

1. 緒言

1F 事故対応のワークロードに関する分析によって，現場組織の緊急時対応力向上において，「ストレス管理」が課題であることが明らかになった。本研究は，原子力発電所の緊急時対応におけるストレス管理の改善を目的に，他組織において，緊急時対応を行う現場の人員のストレス管理をどのように考え，どのような対応を実施しているかを調査した。さらに，その結果に基づき，原子力発電所での対策の在り方を考察した。

2. 対象組織と調査方法

2-1. 対象組織　本調査は，原子力発電所の緊急時対応における現場の人員のストレス管理の改善が目的である。そのため，対象組織の緊急時におけるスレットの増加量や対応日数，予想されるストレスの大きさ等が，原子力発電所の緊急時対応に近いことが望ましい。よって，それらの対応の経験を有し，文献等にて，ストレス管理についての知見等が確認できる組織（自衛隊，国土交通省交通省地方整備局，病院）を対象とした。

2-2. 管理すべき項目の抽出　文献および著者らの議論に基づき，管理すべき項目として，「睡眠」，「食事」，「休養」，「家族支援」，「衛生・健康管理」，「メンタルヘルス」を抽出した[2]。

2-3. 調査方法　2-1 の組織および原子力発電所に対して，2-2 について，文献調査およびヒアリング調査により，緊急時対応の際のストレス管理に関する知見およびその共有の状況，具体的取り組みについて調査した。

3. 調査結果

いずれの組織も，過去の経験に基づき，現場の人員のストレス管理について課題を明らかにしていた。しかし，その課題に具体的な対応がどこまでなされているかは，組織によって，大きな違いがあった。また，業界が異なる組織の知見については，積極的な情報収集や共有はなされていなかった。

4. 考察と結言

1F 事故後，各原子力発電所では，緊急時のストレス管理に対して一定の取り組みはなされている。しかし，その対応は，「質」についての検討がほとんどなされていない。さらに，原子力発電所では，今回の項目に含めなかった放射線の人体影響や，発災者でもあることへの考慮も必要とされる。今後，現場の人員のパフォーマンスを高めるストレス管理対策について，さらなる研究を進めたい。

参考文献

[1] 吉澤厚文，大場恭子，北村正晴：福島第一原子力発電所における事故対応ワークロード分析に基づく緊急時対応力向上に関する研究，日本原子力学会和文論文誌，Vol. 18, No. 2, pp. 55-68, 2019

[2] 折木良一：自衛隊元最高幹部が教える経営学では学べない戦略の本質，KADOKAWA，2017

---

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2] and Masaharu Kitamura[3]

[1]JAEA, [2]Nagaoka Univ. of Tech. [3]TeMS

レジリエントな対応能力向上のための訓練メニューの提案
（1）プラント機器の機能情報の把握のための訓練

Proposal of Training Menus for Improving Resilient Response Ability
(1) A Training Menu to Grasp Functional Information of Plant Components

*五福 明夫[1]，北村 正晴[2]，大場 恭子[3]
[1]岡山大学，[2]テムス研究所，[3]JAEA

原子力プラントの更なる安全性向上のためには，安全設備などのプラントのハードウェアの拡充とともに，運転員や発電所所員の異常対応能力の向上が必要である．本研究では，従来はあまり強調されてこなかった，プラント機器の機能情報を把握するための訓練を提案する．

キーワード：教育・訓練，レジリエンス，異常事態対応，機能情報

1. 緒言　東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の教訓として，原子力プラントの更なる安全性向上には，設備・装置や操作手順の継続的な改良・改善に加えて，プラントを運用（運転，保守）する組織や現場作業員が，万一の危機的事態や脅威（リスク）に対応できるように育成・訓練することの重要性が指摘されている[1]．また，原子力発電所での教育・訓練の状況調査から，運転員のレベルに応じた体系的で適切な教育・訓練が実施されていることが確認された．その一方で，万一の危機的事態や脅威に対する対応能力を一層高めるために，教育・訓練メニューの追加が望ましいと考察された．

2. 追加が望ましい教育・訓練メニュー　追加が望ましい教育・訓練メニューは，1) 機器の機能情報を含めた操作手順書の深い理解のための教育・訓練，2) 驚きを伴う事態の訓練，3) チーム力を最大限発揮するための能力を磨く訓練である．これらのうち本報告では，教育・訓練メニュー1)について述べる．

3. プラント機器の機能情報把握の訓練

3-1. 異常事態の対応に必要な情報　異常事態や脅威への対応操作の計画・実施に必要な情報は図１のようにまとめられる．対応操作の実施に必要な情報だけでなく，対応操作の根拠や機器の機能に関する情報の把握が必要である．

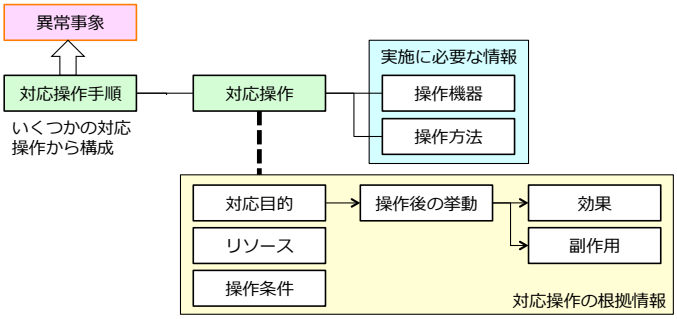


図１　対応操作の計画・実施に必要な情報

3-2. プラント機器の機能情報の把握のための訓練　プラント機器の機能情報も意識させて，操作手順書の内容を深く理解させるために，異常な事態への対応操作を記載した操作手順書の操作に対して，操作目的，操作のためのリソース，操作条件，操作後のプラント挙動，効果や副作用を回答させることにより，対応操作の機能情報を含めた根拠情報を把握させる．また，その操作ができない場合の代替の対応操作手順も回答させて，プラント機器の機能や能力に関する知識を充実させる．機能情報の把握により，手順書操作の理解が深まるとともに，代替の対応操作を発想する能力が高まると期待される．

3. 結論　異常事態への対応能力向上を目的に，プラント機器の機能情報把握のための訓練メニューを提案した．適用に際しては，現在実施の教育・訓練との時間配分や効果の評価方法の十分な検討が必要である．

参考文献　[1] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会，最終報告（本文編），(2012).

*Akio Gofuku[1], Masaharu Kitamura[2] and Kyoko Oba[3]
[1]Okayama Univ., [2]TeMS Co. Ltd., [3]JAEA

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

Fri. Sep 13, 2019 9:30 AM - 10:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[3L01-05] Fusion Reactor Materials 1

Chair:Akira Hasegawa(Tohoku Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3L01] Silicon Oxide Precipitation Behavior on Solid Diffusion Bonded Interface in F82H Steel

*Rei Nagakawa[1], Naofumi Nakazato[1], Hirotatsu Kishimoto[1] (1. Muroran Inst. of Tech.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3L02] Effects of Applied Stress on surface of F82H Steel in High Temperature/Pressurized Water.

*Taisei Nemoto[1], Naofumi Nakazato[1], Hiroki Mima[1], Motoki Nakajima[2], Takashi Nozawa[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Hirotatsu Kishimoto[1] (1. Muroran Inst. of Tech., 2. QST)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3L03] Temperature dependence on amorphization of $M_{23}C_6$ under ion irradiation

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], John Patrick McGrady[1], Dai Hamaguchi[2], Masami Ando[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Hiroaki Abe[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. QST)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3L04] The effect of coolant temperature on stress corrosion cracking behavior of SUS316L in fusion relevant environments

*Yen-Jui Huang[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Akihiko Kimura[1] (1. Kyoto Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3L05] Effects of thickness of miniature specimens on creep properties of F82H steel

*Takuya Nagasaka[1], Jingjie Shen[1], Takeo Muroga[1], Masami Ando[2], Hideo Sakasegawa[2], Taichiro Kato[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Takashi Nozawa[2] (1. NIFS, 2. QST)

10:45 AM - 10:55 AM JST | 1:45 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

F82H 鋼の固相拡散接合界面におけるケイ素酸化物析出挙動

Silicon Oxide Precipitation Behavior on Solid Diffusion Bonded Interface in F82H Steel

*永川　怜, 中里　直史, 岸本　弘立
室蘭工業大学大学院

F82H 鋼の HIP 接合界面部には、靭性を低下させるケイ素酸化物が形成するが、酸化物の形成挙動は未だ明らかではない。本研究では鋼材の組成及び接合温度に着目し、F82H 鋼の固相拡散接合界面部におけるケイ素酸化物の析出挙動を評価する。

キーワード：F82H、固相拡散接合界面、酸化物析出

1. 緒言

低放射化フェライト鋼(F82H 鋼)で製作される核融合炉ブランケット第一壁は形状が複雑であるため、熱間等方圧加圧(HIP)接合法の活用が期待されている。これまでの研究から接合材の接合界面近傍に形成されるケイ素（Si）酸化物の形成が接合材の靭性低下に影響していることがわかっているが、Si 酸化物の形成メカニズムは明らかではない。F82H 鋼においては主要構成元素のうちでもケイ素が標準形成自由エネルギーが最も低い元素のひとつであり、本研究では酸化物析出挙動に関する知見獲得を目的として、F82H 鋼と同様にケイ素が添加元素の中で標準形成自由エネルギーが一番低くなる低合金鋼 A508 鋼相当モデル合金の接合材を用いて、接合界面上に析出する酸化物の Si 含有量と接合温度の影響を議論する。

2. 実験

供試材として F82H 鋼、およびにケイ素添加量のみ変化させ、他の元素は A508 鋼の相当するように製作した A508 鋼相当モデル合金について、ホットプレス装置を用いて固相拡散接合材を作製した。接合前表面処理は機械研磨(#1200)とし、A508 鋼モデル合金の接合条件は温度 1100℃、圧力 20 MPa、保持時間 2 h であり、F82H 鋼は温度 900～1100℃、圧力 20 MPa、保持時間 2 h である。接合材は切断、研磨後、レーザー顕微鏡及び SEM による接合界面近傍部の組織評価を行い、SEM 画像の解析から界面上析出物の数密度評価を行った。また EDS、EPMA を用いた接合部近傍の元素分析を行った。

3. 結果・考察

レーザー顕微鏡による接合界面部近傍の高さ解析を行った結果、接合温度 900℃試料では母材部と比べて接合界面部で高低差が見られたた。図 1 に各接合温度における F82H 鋼の接合界面近傍部の反射電子像を示す。接合温度 900℃試料は界面に沿って黒線が見られ、レーザー顕微鏡観察結果と併せると、接合が十分でない可能性が示唆される。接合温度 1000℃、1100℃試料は接合界面上に白色と黒色の析出物が観察された。接合温度 1100℃試料の接合界面近傍部の EPMA による元素分析を行った結果、黒色の析出物は Si 酸化物、白色の析出物は Ta 系酸化物であると推測された。また析出物の形状に着目すると、接合温度 1000℃試料は針状、1100℃試料では球状よりの析出物であり、接合温度で違いが見られた。発表では A508 鋼相当モデル合金を用いた Si 含有量が及ぼす酸化物析出挙動の影響についても報告する。

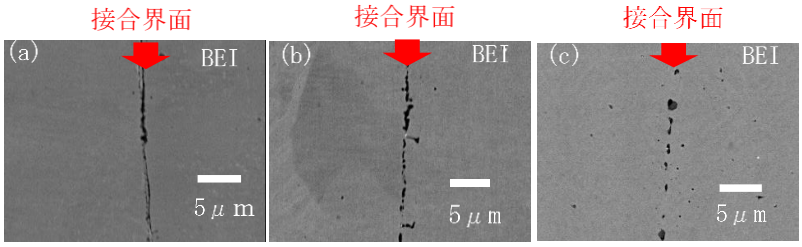


図 1　F82H 鋼の接合界面近傍の反射電子像
：(a)接合温度 900℃, (b)接合温度 1000℃, (c)接合温度 1100℃

*Rei Nagakawa, Naofumi Nakazato and Hirotatsu Kishimoto
Muroran Institute of Technology

高温高圧水中における F82H 鋼の表面状態に及ぼす負荷応力の影響

Effect of Applied Stress on surface of F82H Steel in High Temperature/Pressurized water.

*根本 泰成[1], 中里 直史[1], 美馬 悠希[1], 中島 基樹[2], 野澤 貴史[2], 谷川 博康[2], 岸本 弘立[1]
[1]室蘭工業大学, [2]量子科学技術研究開発機構

本研究では水の放射線分解により生じる溶存酸素量を考慮した高温高圧水中で負荷応力を与えた F82H 鋼の浸漬試験を実施し、酸化被膜の性状の評価を行った。

キーワード : F82H, 高温高圧水, SUS316L, 負荷応力

1. 緒言

日本では水冷却方式のブランケット概念を第一案としており、ブランケット構造材料には低放射化フェライト鋼(F82H 鋼)、一方のバックプレートにつながる配管にはオーステナイト系ステンレス鋼(SUS316L 鋼)の使用が予定されている。二つの鋼材の配管に共通の冷却水が流れるために、二つの材料と両者の異材溶接接手部の健全性が維持可能な水化学条件を見出す必要がある。F82H 鋼と高温高圧水との共存性評価データは少なく、応力負荷環境下での材料表面に形成される酸化被膜の性状、応力腐食割れ感受性等のデータ、また水の放射線分解で生じる酸素の効果のデータを蓄積する必要がある。本研究では、水の放射線分解で酸素が発生した環境を考慮した高温高圧水中に F82H 鋼と SUS316L 鋼を浸漬し、負荷応力が及ぼす酸化被膜への影響を評価した。

2.実験方法

供試材はクーポン形状($10^{L}\times10^{W}\times2^{T}$ mm 及び $75^{L}\times4.5^{W}\times1.4^{T}$ mm)の F82H 鋼と SUS316L 鋼である。試料表面はアルミナ研磨剤(0.05μm)を用いたバフ研磨により、鏡面仕上げとした。浸漬試験は高温高圧腐食装置(東伸工業株式会社)で実施し、試験条件は温度 290 ℃、圧力 9 MPa、流量 7 L/h、溶存酸素量 100ppb、浸漬時間～1000 時間とした。試験片への応力負荷にあたっては、米国・NACE 規格に基づいた 3 点曲げによる負荷を検討し、引張面側を評価対象とした。浸漬試験後は走査型電子顕微鏡(SEM)観察(日本電子 JSM-6700F)、X 線回折(XRD)測定(Rigaku UltimaⅣ)、X 線光電子分光(XPS)測定(日本電子 JPS-9010MX)を用いて評価した。

3.結果

図 1 に応力負荷なしの浸漬試験後 F82H 鋼表面の SEM 観察及び XRD 測定結果を示す。SEM 観察から試料表面全体に粒状の被膜の形成が観察された。XRD 測定から、母材である Fe の他に Fe_2O_3、Fe_3O_4、$FeCr_2O_4$ の複数の酸化物が同定されたことから、F82H 鋼表面に形成した酸化被膜は複数の酸化物により構成されていることが示唆される。XPS による酸化被膜層の深さ方向の分析から、酸化被膜表面側は Fe 主体の酸化物層で、母材部に近づくにつれ、Fe と Cr を含む酸化物層の形成が考えられている。発表当日は、応力負荷なし試料と同様に SEM、XRD、XPS 等の解析から、負荷応力が及ぼす酸化被膜への影響についても報告する。

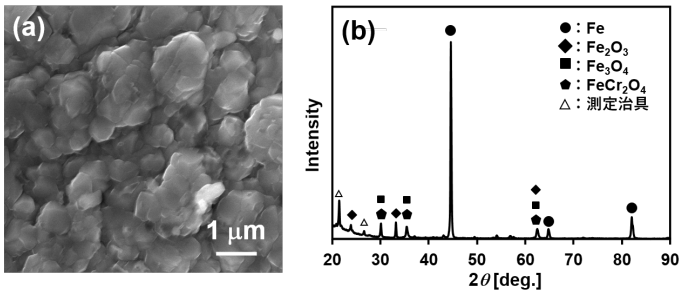


図 1 浸漬試験後 F82H 鋼表面の SEM 観察及び XRD 測定結果(浸漬時間 1000 h) : (a)SEM、(b)XRD

---

* Taisei Nemoto[1], Naofumi Nakazato[1], Hiroki Mima[1], Motoki Nakajima[2], Takashi Nozawa[2], Hiroyasu Tanigawa[2], Hirotatsu Kishimoto[1]

[1]Muroran Institute of Technology., [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology.

イオン照射下における $M_{23}C_6$ の非晶質化への照射温度依存性

Temperature dependence on amorphization of $M_{23}C_6$ under ion irradiation

*叶野　翔[1]，楊　会龍[1]，John McGrady[1]，濱口　大[2]，安堂　正巳[2]，谷川　博康[2]，阿部　弘亨[1]
[1]東京大学，[2]量子科学技術研究開発機構

抄録

F82H 鋼ならびに、そのモデル鋼（Fe-Cr-C 系）に対し、室温から 773 K までの温度域で Fe イオン照射を実施し、照射後の微細組織観察から、各照射温度における $M_{23}C_6$ の非晶質化の有無を評価した。室温照射下では、1 dpa 程度の低照射量試料においても非晶質化が確認され、また、その最高温度は 623 K と推定された。なお、いずれの照射条件においても、一部の析出物では結晶構造が維持されており、本照射条件の範囲内では、照射領域中の $M_{23}C_6$ では、非晶質相と結晶相が混在することが分かった。

キーワード：低放射化フェライト鋼 ，照射損傷，イオン照射，非晶質化，$M_{23}C_6$

これまでに本研究 Gr では、照射下における F82H 鋼中の析出物のサイズや形態変化に着目した評価から、$M_{23}C_6$ や MX 等の微細析出物の相安定性について報告しており、また、近年の研究成果では、サイズ変化が観察されない条件下においても、析出物の組成変化等が生じることを確認して来ている。本発表では、照射下における $M_{23}C_6$ の非晶質化に着目し、イオン加速器を用いて、照射温度と照射量を系統的に制御した照射実験により、$M_{23}C_6$ の非晶質化の最高温度、ならびに、不安定化機構を明らかにすることを研究目的とした。

供試材として F82H 鋼ならびに、Fe-Cr-C 系のモデル合金を使用した。これらの試料を 1x3x5 mm^3 形状に加工し、機械研磨後、電解研磨によって試料表面の加工層を除去し、イオン照射実験に供した。イオン照射は東大 HIT 施設ならびに、量研 TIARA 施設を利用した。照射量は試料表面から 1.0 μm 位置における値で定義し、室温から 773 K までの温度域において、最大 50 dpa までの照射を行った。照射後試料は FIB によって TEM 試験片に加工し、観察前に低エネルギーAr スパッタリングを実施し、FIB 加工によって導入された照射欠陥組織ならびに試料表面の非晶質相を除去した。また、STEM-EDS 分析を実施し、照射前後における析出物や母相の濃度変化を評価した。

室温下において 1 dpa 照射した F82H 鋼では、SAD 上にハローリングが出現し、ハローリングからの DF 像観察によって $M_{23}C_6$ の非晶質化を確認した。また、一部の析出物では、SAD 上の電子線回折斑点の形成に寄与しており、これより、本照射条件の範囲内では、イオン照射領域中の $M_{23}C_6$ は、非晶質と結晶相が混在していることが分かった。また、673 K において 50 dpa 照射した試料では、$M_{23}C_6$ の非晶質化は確認されなかったのに対し、623 K において 20 dpa 照射した F82H 鋼では、$M_{23}C_6$ を覆い囲むようにして、析出物と母相の中間コントラスト域の形成、ならびに、SAD 上でのハローリングの出現を確認した。また、DF 像観察によって中間コントラスト域が非晶質相であることを確認し、これらより、本照射条件の範囲内では、$M_{23}C_6$ の非晶質化の最高温度は 623 K と見積もられた。なお、析出物の EDS 分析結果より、$M_{23}C_6$ の非晶質化が生じる温度域では、析出物の Fe/Cr 比が低下する傾向にあることが分かった。この機構については未だ明確でないが、析出物を覆い囲むようにして形成した非晶質相に依存した原子密度の低下効果、ならびに、照射促進拡散に伴う析出物構成元素の母相中への溶出影響が関連した現象と考察される。

---

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], John McGrady[1], Dai Hamaguchi[2], Masami Ando[2], Hiroyasu Tanigawa[2] and Hiroaki Abe[1]
[1]The University of Tokyo, [2]QST.

The effect of coolant temperature on stress corrosion cracking behavior of SUS316L in fusion relevant environments

*Yen-Jui HUANG[1], Takahiro YAMAGUCHI[2], Hirotoshi MURAI[2], Hiroki SUGINO[2], Tetsuya NAKAJIMA[2], Masahiro NONO[2], Kousuke KAWAKITA[2], Yabuuchi Kiyohiro[2], Akihiko KIMURA[1]

1 Institute of Advanced Energy, Kyoto University, Uji, Kyoto, Japan

2 Graduate School of Energy Science, Kyoto University, Uji, Kyoto, Japan

Abstract

SCC behavior of solution-annealed 316L SS in hot water ranging from ambient to 561K was investigated by SSRT. Dissolved-hydrogen (DH) ranged from 0 to 1.4 ppm. Results showed a temperature-concentration dual dependence. IG initiating-TG propagating cracking pattern was observed. SCC behavior can be interpreted in terms of hydrogen-assisted SCC.

Keywords: stress corrosion cracking, hydrogen embrittlement, hydrogen decohesion

1. Introduction

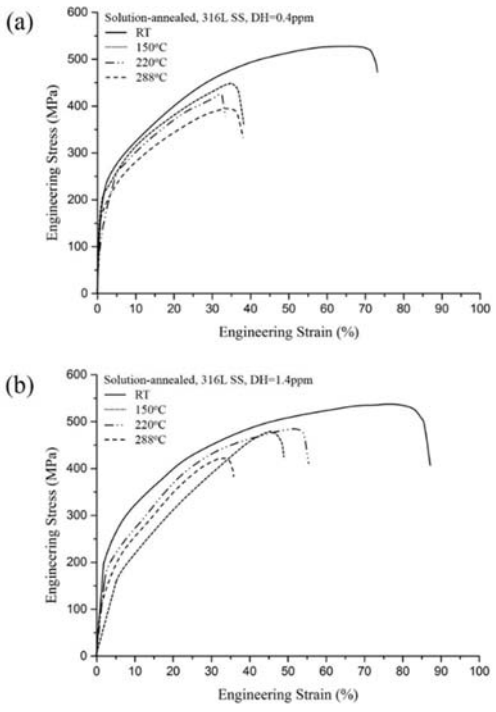
Authors presume that corrosion behavior of steels in hydrogenated hot water strongly depends on temperature as hydrogen behavior in steel does. Dissolved-hydrogen content in water might affect, too. Furthermore, the DH effects on the SCC nucleation process and growth process are possibly different, and the CGR method is less suitable for the investigation of crack nucleation behavior. In this study, the effects of test temperature and DH content on the SCC susceptibility of solution-annealed 316L SS are investigated by SSRT method and the SCC behavior and mechanism are discussed with focusing on the temperature/DH content dependence of SCC nucleation process.

2. Experimental

Commercial 316L SS were machined into plate-type (SS-J type) specimens. Solution-annealing was carried out at 1323K, 1h, water quench (W.Q.) SSRTs were conducted in hot water. After SSRT, fractured surface are examined by SEM.

3.Results and conclusion

As testing temperature increases, total elongation decreased and brittle fracture area increased. IG initiating-TG propagating cracking was found on specimens tested at 561K with DH ranged from 0 to 1.4ppm. Pure TG cracking was found on those tested at 493K, DH=1.4ppm. Oxide thickness increased as temperature increased. Results showed a temperature-concentration dual dependence. SCC behavior can be interpreted in terms of hydrogen-assisted SCC.



F82H 鋼のクリープ特性に及ぼす微小試験片厚さの影響

Effects of thickness of miniature specimens on creep properties of F82H steel

*長坂琢也[1], 申晶潔[1], 室賀健夫[1], 安堂正巳[2], 酒瀬川英雄[2], 加藤太一朗[2],
谷川博康[2], 野澤貴史[2]
[1]核融合科学研究所, [2]量子科学技術研究開発機構

ゲージ厚さを変化させた微小引張型試験片を用いて高温クリープ試験を行った。薄い試験片ではクリープ破断寿命が短くなる傾向が認められた。薄い試験片は、ゲージ体積に対して表面積の割合が大きく、表面付近の拘束の小さい転位はその運動が促進され、クリープが大きくなると考えられる。

キーワード：微小試験技術, ブランケット構造材料, 表面効果

1. 緒言

F82H 鋼は核融合炉ブランケットの構造材料第一候補である。その照射クリープ特性評価にあたっては、管壁厚さ 0.2 mm の内圧管クリープ試験片が用いられている。その変形体積は標準試験片と比較して非常に小さいため、内圧管で求められたデータの妥当性を判断するためには、クリープ特性における試験片の寸法効果を明らかにする必要がある。そこで本研究では、試験片の厚さがクリープ特性に及ぼす影響を調査する。

2. 実験方法

F82H-IEA ヒートの 15 mm 厚板材 2W-22 を試料とした。試料の化学組成は Fe- 7.71Cr- 1.95W- 0.091C -0.16V -0.02Ta -0.11Si -0.16Mn -0.002P -0.002S -0.006N である。最終熱処理条件は 1040°C×40 min の焼ならし及び 750°C×1 h の焼き戻しである。試験片形状は SSJ3 型を基本とし、厚さを 0.14～1.2 mm で変化させた微小引張型試験片を作製した。ゲージサイズは 5×1.2×0.14～1.2 mm である。クリープ試験の試験温度は 550℃及び 650℃で、負荷荷重は 75~250 MPa である。試験雰囲気は 10^{-4} Pa 以下の真空中である。クリープ試験では破断まで試験を行う他に、100 h で荷重を取り除き降温して、デジタルマイクロスコープを用いゲージ部変形量の実測も行った。

3. 結果と考察

図に 650℃、120 MPa におけるクリープ曲線を示す。厚さ 0.141 及び 0.268 mm の試験片の破断時間は約 200 h であり、0.525 mm 以上の試験片の 300～360 h より短かった。100 h で荷重を取り除きゲージ部変形量を実測した場合においても、薄い試験片ではクリープが大きい傾向が認められた。薄い試験片でクリープが大きくなった原因として考えられるのは、表面の効果である。表面近傍での拘束の小さい転位の運動等が薄い試験片のクリープ変形促進の原因として考えられる。講演では試験片表面の変形帯の観察結果についても報告する。

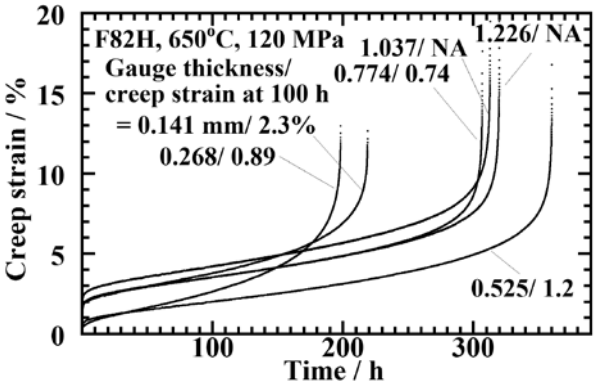


図　様々なゲージ厚さにおけるクリープ曲線
図中には 100 h 後のクリープ歪（%）も示す。

*Takuya Nagasaka[1], Jingjie Shen[1], Takeo Muroga[1], Masami Ando[2], Hideo Sakasegawa[2], Taichiro Kato[2],
Hiroyasu Tanigawa[2], Takashi Nozawa[2]
[1]National Institute for Fusion Science, [2]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

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

Fri. Sep 13, 2019 10:55 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[3L06-09] Fusion Reactor Materials 2

Chair:Sho Kano(Univ. of Tokyo)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[3L06] Effect of nitrogen impurity and alloy composition on mechanical properties of low-activation vanadium alloy

*Kazuki Saito[1], Takuya Nagasaka[1,2], Makoto Kobayashi[1,2], Jingjie Shen[2], Gaku Yamazaki[1], Valentyn Tsisar[3], Takeo Muroga[1,2] (1. SOKENDAI, 2. NIFS, 3. KIT)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[3L07] Implanted Helium effects on microstructural stability and mechanical properties of powder metallurgy Tungsten

*Akira Hasegawa[1], Takeshi Miyazawa[1], Takaya Hattori[1], Daichi Ito[1], Shuhei Nogami[1] (1. Tohoku Univ)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[3L08] Hydrogen isotope retention behavior depending on damage distribution in neutron - Fe^{2+} implanted W with changed damage distribution

*Moeko Nakata[1], Ayaka Koike[1], Shota Yamazaki[1], Takuro Wada[1], Mingzhong Zhao[1], Fei Sun[2], Yuji Hatano[3], Takeshi Toyama[4], Naoaki Yoshida[5], Masashi Shimada[6] (1. Grad. Sch., Shizuoka Univ., 2. Fac. of Sci., Shizuoka Univ., 3. HIRC, Univ. of Toyama, 4. IMR, Tohoku Univ., 5. RIAM, Kyushu Univ., 6. INL)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[3L09] Densification behavior of tungsten specimens fabricated by selective laser melting using pure-tungsten powder

*Takafumi Yamamoto[1], Yuji Hatano[2], Masanori Hara[2] (1. Univ. of Toyama(Toyama Industrial Technology Research and Development Center), 2. Univ. of Toyama)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

低放射化バナジウム合金の機械特性に及ぼす不純物窒素と合金組成の影響

Effect of nitrogen impurity and alloy composition on mechanical properties of low-activation vanadium alloy

*齋藤千貴[1]，長坂琢也[1,2]，小林真[1,2]，申晶潔[2]，山崎樂[1]，
チザールバレンチン[3]，室賀健夫[1,2]
[1]総研大，[2]核融合研，[3]カールスルーエ工科大

低放射化バナジウム合金は液体リチウム増殖ブランケット構造材料の候補である。合金元素チタンは窒素などの不純物と反応して析出し固溶硬化とそれに伴う脆化を抑制するが、放射化の観点からは添加量を最小限にする必要がある。そこで本研究では、チタンによる不純物窒素のスカベンジング効果を定量的に評価し、添加量を最小限化するため、窒素の拡散・チタンとの析出挙動と機械特性の相関、さらにそのメカニズムを明らかにした。

キーワード：核融合炉ブランケット構造材料，バナジウム合金，スカベンジング効果，機械特性

低放射化バナジウム合金は核融合炉における液体リチウム増殖ブランケット構造材料の候補である。合金元素チタンは液体リチウムから侵入してくる不純物窒素と反応し析出することで母相格子から窒素を取り除き、不純物による固溶硬化及び脆化を抑制する。一方で、チタンは核融合炉環境下で長半減期の放射性核種を生成するため、添加量を最小限にする必要がある。本研究では、チタン添加量を最小限化するため、不純物窒素の拡散を窒素ガス曝露実験で模擬し、窒素の拡散・チタンとの析出挙動と機械特性の相関、さらにそのメカニズムを明らかにすることで、チタンによる不純物窒素のスカベンジング効果を定量的に評価した。

クロム濃度 4～8 mass%、チタン濃度 0～4 mass%の低放射化バナジウム合金を使用した。表面の電解研磨を行った後に、窒素ガス曝露実験を 650℃、25 時間行った。その後、ビッカース硬さ試験及び引張試験にて機械特性の評価を行った。また、走査型電子顕微鏡観察及び GD-OES 等による分析を行った。

表面のビッカース硬さ試験の結果から、窒素ガス曝露前後の硬さの変化量はチタン濃度 2 mass%までは増加し、その後減少した。また、700～800 VHN と非常に大きく、スカベンジング効果による効果抑制は発現しなかった。これは、チタン析出は起こったものの微細高密度なために、析出硬化が大きくなったためと考えられる。一方断面のビッカース硬さ試験の結果から、例えば深さ 50 μm のところでは 0.1mass%Ti、1mass%Ti 合金の硬さは他の高チタン合金よりも約 100 VHN 硬くなっており、チタン濃度が低いほど比較的深い領域でも硬化を示すことが明らかとなった（図 1）。引張試験では、高チタン濃度の合金では低チタン濃度の合金に比べて延性を維持していた。以上のことから、合金の表面付近は窒素濃度が高くなるためにスカベンジング効果よりも析出硬化が優勢となるが、深部のバルク領域では表面によるスカベンジング効果で窒素の侵入量が小さくなる、あるいは侵入してもスカベンジング効果が優勢となり硬化が抑制されていると考えられる。

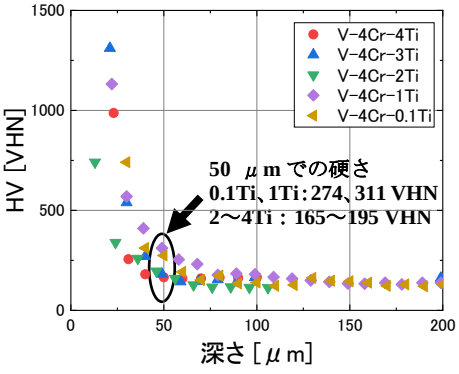


図 1 窒素ガス曝露実験後のバナジウム合金のビッカース硬さの深さ分布

*Kazuki Saito[1], Takuya Nagasaka[1,2], Makoto Kobayashi[1,2], Jingjie Shen[2], Gaku Yamazaki[1], Valentyn Tsisar[2,3], Takeo Muroga[1,2]
[1]SOKENDAI, [2]NIFS, [3]KIT

粉末焼結タングステンの高温における組織安定性と機械特性に及ぼす注入ヘリウムの影響

Implanted Helium effects on microstructural stability and mechanical properties of powder metallurgy Tungsten

*長谷川晃、服部剛弥、井藤大智、宮澤健、野上修平
東北大学工学研究科

タングステン(W)の脆性改善のために、加工および熱処理によって材料中に導入した結晶粒組織などの微細組織の安定性におよぼす（n, α）核反応により W 中に生成する He の影響を、サイクロトロンを用いて He を注入した W を用いて、高温での熱処理と高温あるいは低温での引張り試験によって調査した。

キーワード：核融合炉，プラズマ対向材料，核変換効果，ヘリウムバブル，回復と再結晶

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向機器用の材料として使われるタングステン(W)中には、使用期間中にはじき出し損傷とともに高エネルギー中性子との(n, α)反応によって、10~20appm のヘリウム(He)が生成すると見込まれている。He は照射材料中でボイドの形成を促進したり、粒界に析出して粒界脆化を引き起こすことが知られている。本来、脆性的特性を持つ W においては、その機械特性を改善するために結晶粒微細化や層状組織の導入が図られているが、He のそれらのへの影響はほとんど知られていない。本研究では、加速器によりいくつかの結晶粒をまたがって均一に He を注入した W 試料を作製し、高温熱処理による粒界および粒内の亜粒界などの微細組織安定性と、高温引張特性への He の影響を明らかにすることを目的とした。

2. 実験方法

試料は㈱アライドマテリアル製の粉末冶金・熱間圧延によって製造された純 W であり、900℃×20 分間の応力除去熱処理を施した板材を受入れまま材とした。受入れまま材から引張方向が圧延方向と直交する方向になるように厚さ 0.2mm の SS-J 型微小引張試験片を採取した。He 注入には東北大学サイクロトロン加速器を用いて 50MeV の He^{2+}をエネルギーディグレーダを通して試験片の厚さ方向全体に He を均一に注入した。照射温度は 100℃以下、He 注入量は 20appm とした。He 注入後熱処理は真空中で 1500℃まで行い、硬さ測定と結晶粒組織の観察を行い、引張試験は真空中で 1300℃まで行い、機械特性と破断後の表面形状等を調べた。

3. 結果

He を注入しない試験片は、1200℃x1h で完全に再結晶し、硬さが大きく低下した。一方、He 注入材では非注入材に比べて硬さが増加し、最大引張り強さもわずかであるが増加が見られた。最も大きな変化は、1500℃1x10h の熱処理でも再結晶が起こらなかったことである。粒内組織は、受入れまま材の転位のセルからなる亜粒界組織が 1500℃x10h の熱処理後も保たれ、20appm の He により、脆性改善のために導入した細かな亜粒界を含む層状組織を安定化したことが分かった。図 1 は He 注入の有無、He 注入後 1500℃1h 熱処理後の試験片の、引張り試験による全伸びの試験温度依存性を示す。He 注入により受入まま材の強度と伸びが 1300℃までほぼ保たれることが明らかとなった。

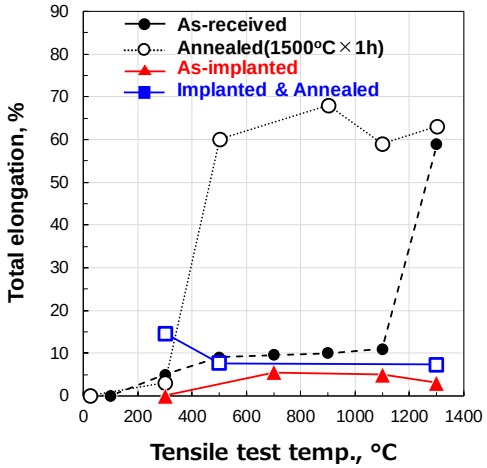


図 1　引張り試験による伸びの試験温度依存性

*Akira Hasegawa, Takaya Hattori, Daichi Ito, Takeshi Miyazawa, Shuhei Nogami
Tohoku University

照射損傷分布を変化させた中性子-鉄イオン複合照射タングステン中の水素同位体挙動評価

Hydrogen isotope retention behavior depending on damage distribution in neutron - Fe^{2+} implanted W with changed damage distribution

*仲田萌子[1]、小池彩華[1]、山﨑翔太[1]、和田拓郎[1]、趙明忠[1]、孫飛[2]、波多野雄治[3]、外山健[4]、吉田直亮[5]、島田雅[6]、Robert Kolasinski[7]、大矢恭久[1]

[1]静大院、[2]静大理、[3]富山大水素研、[4]東北大金研、[5]九大応力研、[6]INL、[7]SNL

タングステン(W)中における水素同位体滞留挙動に及ぼす照射欠陥分布の影響を理解するため、中性子照射と鉄イオン(Fe^{2+})照射を組み合わせることにより、バルクと表面に欠陥を導入した W 試料に対して重水素(D)照射を行い、昇温脱離法によって D 滞留挙動を評価した。結果、中性子照射によって欠陥が増加したことで D 拡散が抑制され、試料中の総 D 滞留量が減少したことが示唆された。

キーワード：タングステン、重イオン照射、重水素滞留挙動、中性子照射

1. 緒言

核融合炉プラズマ対向壁材であるタングステン(W)には炉運転時に 14 MeV 中性子が照射され、照射欠陥が均一に導入される。さらに水素同位体やヘリウムなどによる照射欠陥は中性子によるものと異なり表面に集中するため、W 中の照射欠陥の分布は様々であると予想される[1]。先行研究[1]では、0.8 MeV 及び 6 MeV 鉄イオン照射を用いて試料表面及びバルクの欠陥密度を変化させた W 試料を用い、表面付近の欠陥増加に伴って W 中の総 D 拡散滞留量が減少することが示唆された。本研究では、鉄イオン複合照射試料によって得られた知見を実際の核融合炉環境に適用するため、中性子照射と鉄イオン(Fe^{2+})照射を組み合わせることにより、欠陥を導入した W 試料に対して重水素(D)照射を行い、昇温脱離法によって D 滞留挙動を評価した。

2. 実験

ALMT 社製歪取焼鈍済 W 試料(6 mm^{Φ} × 0.5 mm^{t})を高真空下で加熱処理した後、6 MeV Fe^{2+}(損傷量 0.01, 0.1 dpa)に加え核分裂中性子照射(0.015 dpa)を行い、中性子- Fe^{2+}複合照射試料を作製した。その後 1 keV D_2^+をイオンフルエンス 1.0 × 10^{22} D^+ m^{-2} まで室温にて照射し、TDS を行った。

3. 結果・考察

図に種々の照射損傷分布を持つ W 試料における重水素 TDS スペクトルを示す。過去の研究より[1]、Peak 1-4 をそれぞれ表面吸着または転位ループによる捕捉、原子空孔、原子空孔集合体、ボイドへの捕捉と帰属した。6 MeV Fe^{2+}単独照射 W に比べ中性子- Fe^{2+}複合照射 W では全 D 滞留量が減少した。中性子照射による照射損傷量の増加により、原子空孔による D 滞留量が 6 MeV Fe^{2+}単独照射 W と比べ増加したがボイドによる捕捉では減少したことから、中性子照射によって欠陥が増加したことで D が表面近傍に集積したためであると考えられる。

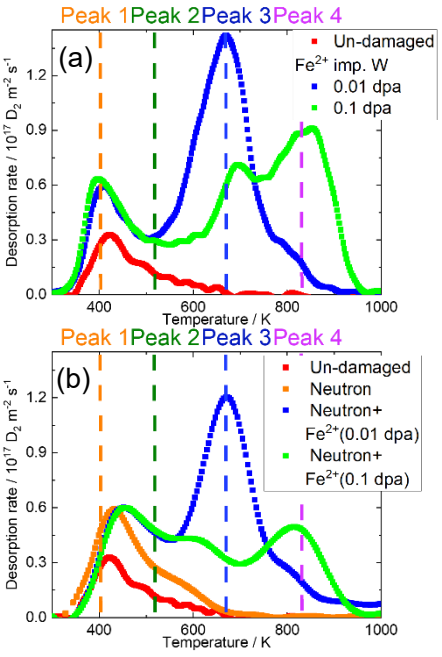


図　各試料における TDS スペクトル
(a)鉄イオン単独照射試料
(b)中性子-鉄イオン複合照射試料

参考文献

[1] M. Nakata, Y. Oya, et al., Fusion Eng. Des., In Press

* Moeko Nakata[1], Ayaka Koike[1], Shota Yamazaki[1], Takuro Wada[1], Mingzhong Zhao[1], Fei Sun[2], Yuji Hatano[3], Takeshi Toyama[4], Naoaki Yoshida[5], Masashi Shimada[6], Robert Kolasinski[7], Yasuhisa Oya[1]

[1]Grad. Sch., Shizuoka Univ., [2]Fac. of Sci., Shizuoka Univ.,[3]HIRC, Univ. of Toyama., [4]IMR, Tohoku Univ., [5]RIAM, Kyushu Univ. [6]INL, [7]SNL

純タングステン粉末より作製されたレーザ積層造形体の高密度化挙動

Densification behavior of tungsten specimens fabricated by selective laser melting using pure-tungsten powder

*山本　貴文[1,2]，原　正憲[2]，波多野　雄治[2]
[1]富山県産業技術研究開発センター，[2]富山大学

純タングステン粉末を用いたレーザ積層造形において、高密度体を得るためのレーザ照射条件を調査した。本講演では、レーザ照射条件に伴うタングステン造形体の密度および微視組織の変化について報告する。

キーワード：純タングステン、レーザ積層造形法、3D プリンティング

1. 緒言

レーザ積層造形は、ファイバーレーザ等の熱源により薄くひかれた金属粉末の層を選択的に溶融・凝固させ、これを積み重ねて金属部材のニアネットシェイプを得るプロセスである。本講演では、レーザ積層造形の材料粉末として高融点・高熱伝導率を有する純タングステンの粉末を用い、高密度体を得るためのレーザ照射条件を検討した結果を報告する。併せて、その高密度化挙動を造形体内部の欠陥の形態観察およびガス成分分析の評価に基づき、議論する。

2. 実験方法

造形には、金属 3D プリンタ(ドイツ EOS 社製 EOSINT-M280)を用いた。材料粉末には、平均粒径 26.5 μm の多角形状を呈する純タングステン粉末(アライドマテリアル社製)を使用した。造形体の基本形状は、直径 10 mm×高さ 5 mm の円柱形状とした。レーザ照射条件(出力、走査速度、走査ピッチ)を変化させ、アルゴン雰囲気中(酸素濃度：0.1 %以下)で造形体を作製した。得られた造形体の密度は、アルキメデス法と断面観察による気孔率計測の二種の方法により評価した。ガス成分分析には、真空雰囲気下の造形体にドリル加工を行い、造形体の内部欠陥から放出されるガス成分を四重極質量分析計(QMS)で検出する手法を用いた。

3. 結果

タングステン造形体の相対密度は、レーザ照射条件に依存して顕著な変化を示した。このため、作製した造形体の相対密度を、照射したレーザのエネルギー密度で整理した(図 1)。図中の横軸のエネルギー密度は、レーザ照射条件の各パラメータより算出される単位体積当たりの投入エネルギー量を示している。造形体の相対密度は、エネルギー密度の増加に伴い増加する傾向を示し、約 400 J/mm^3 にて最大値 99.94 %(断面観察による気孔率計測)に達した。一方で、エネルギー密度が過剰となると、相対密度は低下する傾向を示した。講演では、レーザ照射の各パラメータが相対密度に与える影響を報告するとともに、造形体の内部欠陥の形態観察とガス分析結果について報告し、高密度化挙動について議論する。

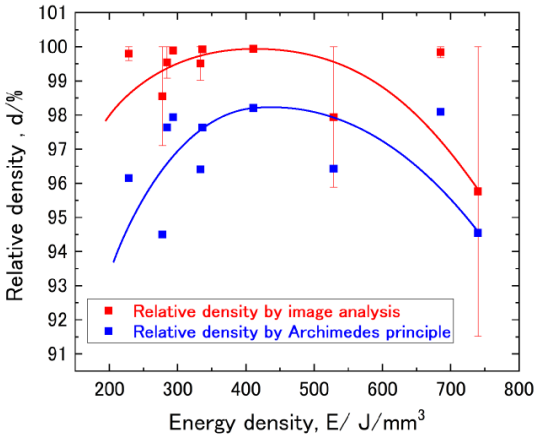


図 1　エネルギー密度と相対密度の関係

*Takafumi Yamamoto[1,2], Masanori Hara[2] and Yuji Hatano[2]
[1]Toyama Industrial Technology Research and Development Center, [2]Univ. Toyama

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engineering Division

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[3L_PL] Accomplishments of Japan - US Joint Research Project PHENIX

Chair:Yuji Hatano(Univ. of Toyama)

[3L_PL01] Overview of PHENIX project

*Yoshio Ueda[1] (1. Osaka Univ.)

[3L_PL02] Effect of neutron irradiation on thermal and mechanical properties of tungsten materials

*Tatsuya Hinoki[1] (1. Kyoto Univ.)

[3L_PL03] Hydrogen isotope behavior in neutron damaged W

*Yasuhisa Oya[1] (1. Shizuoka Univ.)

[3L_PL04] Overall Heat Flow Response in Helium Gas-cooled Divertor made of Tungsten

*Takehiko Yokomine[1] (1. Kyoto Univ.)

[3L_PL05] Next Japan-US Joint Research Project: FRONTIER

*Yuji Hatano[1] (1. Univ. of Toyama)

2019年秋の大会

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

（1）PHENIX 計画の概要

(1) Overview of PHENIX project

*上田良夫[1], 波多野雄治[2], 横峯健彦[3], 檜木達也[3], 長谷川晃[4], 大矢恭久[5]、
D. Clark[6], M. Yoda[7], A. Sabau[8], Y. Katoh[8], L. Garrison[8], M. Shimada[9], D. Buchenauer[10]
[1]大阪大学, [2]富山大学, [3]京都大学, [4]東北大学, [5]静岡大学, [6]US DOE, [7]GIT, [8]ORNL, [9]INL, [10]SNL

1. 本プロジェクトの背景

原型炉実現のためには、高熱流束・粒子負荷に耐え、原型炉概念と整合性のあるプラズマ対向機器（PFC）概念を構築する必要がある。しかしながら、現状では、照射材の熱機械特性研究、およびトリチウム挙動研究、およびこれらに基づく PFC システム評価は不十分であり、原型炉実現に不可欠な PFC 概念構築のために、早急に研究を進めなければならない。上記の研究背景を鑑み、2013 年度から 2018 年度まで、日米共同研究プロジェクト PHENIX を進めてきた。本講演はその 6 年間の活動の総括を発表する。

2. 本プロジェクトの目的

本プロジェクトでは、3 つのタスクを構成して、以下の課題について研究を行った。

1. He ガス冷却系における熱流現象の解明、ダイバータ設計に資する熱伝達係数の取得、及びそれに基づく冷却性能の改善（タスク１）

2. タングステン系材料（合金、組織制御材、接合材含む）の熱負荷環境下での健全性評価（タスク１，タスク２）

3. ダイバータ高温条件を含む温度領域（500℃～1200℃）における、タングステン系材料の中性子照射影響（熱伝導特性、機械的特性）の解明と、ダイバータ設計に資するデータベースの構築（タスク２）

4. 上記温度条件における中性子照射 タングステン系材料中のトリチウム挙動の解明とプラズマ照射影響の評価、ダイバータ設計に資するデータベースの構築（タスク３）

5. 核融合炉環境下におけるプラズマ対向機器の健全性評価（除熱性能 10 MW/m^2 を目安）と、安全性評価（トリチウム滞留・透過評価）、並びに高い信頼性を有する原型炉ダイバータを実現するための課題の明確化（タスク１、タスク２、タスク３）

3. 本プロジェクトの主な成果

ジョージア工科大学（GIT）の高圧 He ガスループを用いてマルチノズル He ガス衝突噴流の伝熱機構を調べた。これらの研究を通して、マルチノズル He ガス衝突噴流の伝熱特性の温度および流速依存性等に関する詳細なデータベースを構築すると共に、数値シミュレーション技術を確立した。オークリッジ国立研究所（ORNL）の研究炉 HFIR を用いて大規模な中性子照射試験を行った。照射キャプセル内に Gd 被覆を施し熱中性子を遮へいして元素変換と損傷の比率を核融合炉と同等なレベルに保った上で、500℃、800℃、1100℃において 1000 を超える W および W 合金試験片を最大 1dpa（displacement per atom）程度まで照射した。純 W は中性子照射により著しい脆化を示すものの、W に K および Re を添加した上で適切に微細組織を制御すると照射脆化を著しく抑制できることを見出した。加えて、アイダホ国立研究所（INL）でのプラズマ照射実験において、中性子照射により W 中に導入される格子欠陥はトリチウムの吸蔵量を著しく増大させるが、プラズマ中に He を添加すると、He の表面改質効果により吸蔵量を大きく低減できることを明らかにした。

---

*Yoshio Ueda[1], Y. Hatano[2], T. Yokomine[3], T. Hinoki[3], A. Hasegawa[4], Y. Oya[5], D. Clark[6], M. Yoda[7], A. Sabau[8], Y. Katoh[8], L. Garrison[8], M. Shimada[9] and D. Buchenauer[10]

[1]Osaka Univ., [2]Univ. Toyama, [3]Kyoto Univ., [4]Tohoku Univ., [5]Shizuoka Univ., [6]US DOE, [7]GIT, [8]ORNL, [9]INL, [10]SNL

2019年秋の大会

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

（2）中性子照射タングステンの熱・機械的特性

(2) Effect of neutron irradiation on thermal and mechanical properties of tungsten materials

*檜木 達也[1]，長谷川 晃[2], Y. Katoh[3], L. Garrison[3]
[1]京都大学，[2]東北大学, [3]ORNL

1. 諸言

PHENIX 計画の目的の一つに、タングステン系材料の各種特性に及ぼす中性子照射効果を明らかにすることがある。しかしながらタングステンの場合、熱中性子によるレニウム（Re）の生成等核変換の効果が大きく、特に比較的高い損傷量での中性子照射において影響が顕著となる。核変換効果を考慮した比較的高い線量領域でのタングステンの照射効果はこれまで得られていない。また、これまでに得られているタングステン系材料の中性子照射データは、800℃程度までが中心であるが、ダイバータでは、最高 1500℃程度までの温度が想定されている。純タングステンでは、1000℃以上での再結晶が生じるが、1000℃以上での中性子照射は非常に限られている。本研究では、タングステンの核変換効果を抑制するための熱中性子遮蔽を行い、1000℃を超える照射温度も含めて、中性子照射を現状候補とされる各種タングステン系材料に対して行うことにより、核融合ダイバータ用タングステン系材料に対する中性子照射効果の基本的な理解を目指した。

2. 中性子照射試験

米国のオークリッジ国立研究所（ORNL）にある High Flux Isotope Reactor (HFIR）において、現在候補となっている各種タングステン系材料に対して中性子照射試験を行った。ガドリニウムにより熱中性子遮蔽を行った RB*カプセルでは、約 550℃、約 850℃、約 1050℃で 0.2～0.7dpa 程度の照射を行った。熱中性子遮蔽無しの rabbit カプセルを用いた中性子照射も、800℃、1100℃で 0.4～0.5dpa 程度まで行った。強度や熱拡散等の基本的物性、耐熱負荷特性、トリチウム透過等多様な特性を系統的に評価できるように、日米で 550℃の温度領域で 406 個、850℃の温度領域で 389 個、1050℃の温度領域で 359 個の試料（図）を RB*で照射した。rabbit 照射では、800℃、1100℃のカプセルでそれぞれ 27 個の試料が照射された。



図 RB*カプセルの試料とホルダー

3. 照射効果

熱中性子遮蔽の無い rabbit 照射では、ほとんどの試料において核変換で形成された Re と、形成された Re 付近にオスミウム（Os）が観察され、比較的大きな硬さの変化が見られた。熱中性子遮蔽を行った RB*カプセル照射において、550℃の照射では、照射硬化は見られたものの、W-3%Re 合金と K-doped W-3%Re においては延性挙動が認められた。850℃の照射では、K-doped W と K-doped W-3%Re は照射前と同様の延びと延性挙動を示した。RB*カプセルでの 550℃で照射した Pure W、K-doped W-3%Re ともに、熱拡散率の低下が確認された。室温では Pure W の方が K-doped W-3%Re に比べ 50%以上高い値を示したが、照射温度付近の高温では Pure W の低下が大きいため、差は 20%程度であった。

---

*Tatsuya Hinoki[1], Akira Hasegawa[2], Yutai Katoh[3] and Lauren Garrison[3]
[1]Kyoto Univ., [2]Tohoku Univ., [3]ORNL

2019年秋の大会

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

（3）中性子照射タングステン中の水素同位体挙動

(3)　Hydrogen isotope behavior in neutron damaged W

*大矢 恭久[1]，波多野 雄治[2]，M. Shimada[3]，D. Buchenauer[4]
[1]静岡大学，[2]富山大学，[3]INL，[4]SNL

1. はじめに

原型炉プラズマ対向材料は極めて高いフラックスの D/T プラズマに高温で長時間曝露されることから、大量のトリチウムが材料中に蓄積するとともに、冷却材へ透過することが懸念される。PHENIX 計画タスク 3 では原型炉を想定した高温下における中性子照射タングステン（W）のトリチウム滞留と透過挙動を明らかにすることを目的とした。

2. 研究の進め方

オークリッジ国立研究所（ORNL）の研究炉 HFIR にて 633 K、963 K および 1073 K で 0.1 dpa まで中性子照射した単結晶 W 試料をアイダホ国立研究所（INL）の STAR 施設に輸送した。その後、トリチウムプラズマ実験装置（TPE）を用いて重水素（D）プラズマを中性子照射時とほぼ同じ温度で照射フルエンス 5.0×10^{25} D m^{-2} まで照射し、昇温脱離法（TDS）にて重水素放出挙動を調べた。また、別の試料はサンディア国立研究所（SNL）にて核反応分析法（NRA）で重水素の深さ分布を最大 3 μm まで調べた。その後、HIDT（Hydrogen Isotope Diffusion and Trapping）コードを用いて実験結果を解析した。また、1073 K および 1373 K にて 0.3 dpa まで中性子照射した W 試料を用いて D と He の混合プラズマ照射を行い、He 混合による重水素滞留挙動の変化についても検討した。

3. 主要な成果

図に中性子照射試料（照射温度 W53：633 K, W55：963 K, W26：1073 K）における重水素 TDS スペクトルを示す。照射温度が高温になると滞留量が減少するとともに、脱離温度が高温側にシフトしている。NRA では表面近傍における D と W の原子比 D/W は W53 で 1.7×10^{-3} であったが、高温の W26 では 4.9×10^{-5} と 2 桁近く減少するとともに、非照射 W と比較して高温中性子照射 W では内部の濃度も増大していた。HIDT シミュレーション結果から照射欠陥と D の結合エネルギーを評価したところ、高温照射になるにつれ 1.43 eV から 2.07 eV に増大していることがわかった。これはアニーリング効果により結合エネルギーが大きい欠陥集合体が形成されたか、高温照射により低エネルギー捕捉サイトから D が脱離し高エネルギー捕捉サイトの寄与が明確化したことによると考えられる。

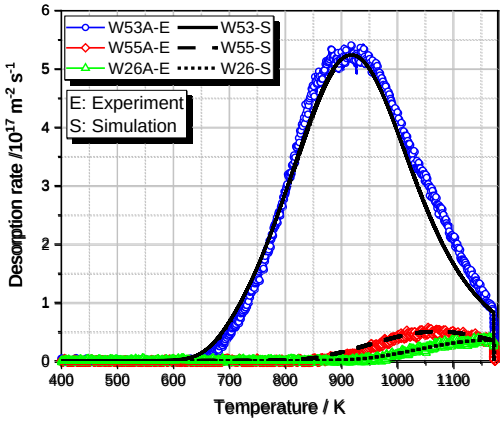


図　高温中性子照射した W における重水素 TDS スペクトル（照射温度　W53：633 K, W55 : 963 K, W26 : 1073 K）

また、重水素と He のガス流量を 15:10 sccm または 24:1 sccm として TPE にて D+He 混合プラズマ照射し、重水素滞留量を調べた。その結果、He を混合させることにより中性子照射 W においても重水素滞留量が大きく減少することが示された。今後、微細組織観察を行い He バブル等の挙動を明らかにするとともに、HIDT シミュレーションによる He 滞留影響について明らかにする予定である。

---

*Yasuhisa Oya[1], Yuji Hatano[2], Masashi Shimada[3] and Dean Buchenauer[4]
[1]Shizuoka Univ., [2]Univ. of Toyama, [3]INL, [4]SNL

2019年秋の大会

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

（4）He ガス冷却タングステンダイバータの総括熱流応答

(4) Overall heat flow response in helium gas-cooled divertor made of tungsten

*横峯 健彦[1], 上田良夫[2], 結城 和久[3], M. Yoda[4], A. Sabau[5]
[1]京都大学, [2]大阪大学, [3]山口東京理科大学, [4]GIT, [5]ORNL

1. 本タスクの目的

本タスクの目的は、“安全”と“長期健全性”という観点から第一義的現象であるプラズマ対向機器（PFC）における総括熱流現象を高熱負荷・高温・高圧伝熱実験および照射タングステン熱負荷実験によりモデル化することにある。また、他のタスクで得られる照射材特性変化ならびにトリチウム挙動に関するデータに基づき構造解析を含む PFC の総括熱流応答解析を行い、対向材料の使用限界を把握し、安全な PFC 構築の評価基準を与えることを最終目的とする。

2. 伝熱実験

伝熱実験は、ジョージア工科大学（GIT）のヘリウムループを用いて行った。試験対象をマルチノズル衝突噴流とし、より原型炉設計に近い条件にするために、高熱負荷（10MW/m^2）での高温（～700℃）、高圧（100 気圧）ヘリウムガスを用いた伝熱実験を目標とした。高熱負荷かつ衝突噴流といった流れ体系の場合、ヘリウムガス流の層流化が危惧される。層流化にはガス物性が大きく影響するため、ヘリウムガスループを使用する必要があった。上記条件を実現するために既存ループを大幅に改良し、またタングステン合金によるダイバータ冷却素子（試験部）を設計製作した。伝熱実験の結果から、熱伝達整理式（冷却性能）とポンプ動力の関係を求め、合理的に冷却可能であることを示した。ただし、ヘリウムガス温度が 200℃を超えたところから加熱および加速層流化による伝熱性能（熱伝達率）の劣化が見られた。実験結果に基づき、ダイバータ冷却素子の最適形状（フラット型）を見出した。

3. 熱負荷実験

オークリッジ国立研究所（ORNL）の Plasma Arc Lamp（PAL）を使用して熱負荷実験を行った。タスク 2 から提供された中性子照射材を試験片とするため、照射材熱負荷試験用に新たに遮蔽、試料ホルダー、計測システムを整備した。800 サイクル以上の入射熱流束約 10MW/m^2 での非照射材試験片および中性子照射材試験片（ITER W および K ドープ W-3%Re）を用い、熱拡散率の照射影響を詳細に調べた。高温では、照射された純Wの熱拡散率は、未照射の値に近づいた。また K ドープ W-3%Re 試料への照射効果は極めて限られており、 照射された試料は、温度が上昇してもほぼ同じ熱拡散率を示した。

4. システム検討

He 冷却ダイバータの総括熱流解析を行うために必要な情報を整理し、上述で提案したフラット型ダイバータ冷却素子設計を基に、本タスクの熱負荷試験からの熱伝導率情報および、タスク 2 からの中性子照射による材料特性変化のデータ、タスク 3 からのトリチウム挙動モデルをもって、PFC システム設計における総括熱流応答解析を行い、PFC の設計ウィンドをより明確に示す。

---

*Takehiko Yokomine[1], Yoshio Ueda[2], Kazuhisa Yuki[3], Minami Yoda[4] and Adrian Sabau[5]
[1]Kyoto Univ., [2]Osaka Univ., [3]Sanyo-Onoda City Univ., [4]GIT, [5]ORNL

2019年秋の大会

核融合工学部会セッション

日米科学技術協力事業 PHENIX 計画の成果
Accomplishments of Japan-US Joint Research Project PHENIX

（5）今後の日米協力プロジェクト研究の展開

(5) Next Japan-US joint research project: FRONTIER

*波多野雄治[1], 横峯健彦[2], 檜木達也[2], 橋本直幸[3], 大矢恭久[4], 大塚哲平[5], 近藤正聡[6], 宮澤順一[7], D. Clark[8], Y. Katoh[9], L. Garrison[9], X. Hu[9], W. Geringer[9], M. Shimada[10], R. Kolasinski[11], B. Pint[9], C. Kessel[9]

[1]富山大学, [2]京都大学, [3]北海道大学, [4]静岡大学, [5]近畿大学, [6]東京工業大学, [7]核融合研, [8]US DOE, [9]ORNL, [10]INL, [11]SNL

1. プロジェクトの目的

プラズマ対向材料、構造材料、冷却材等から構成されるプラズマ対向機器（PFC）中には、必然的に異種材料間および異相間に界面が存在する。中性子照射下では、原子のはじき出しや電子の励起により界面反応が大きく促進されると共に、核変換で生成される不純物元素の界面への偏析等により材料特性が大きく変化する可能性があるが、界面現象に焦点をあてた照射研究はほとんどなされていない。

そこで我々は、W 被覆 PFC および先進液体ダイバータにおける界面現象と、それに及ぼす中性子照射効果を明らかにするため、日米プロジェクト研究「原型炉ダイバータにおける界面反応ダイナミクスと中性子照射効果」（2019 年度～2024 年度）を提案し、採択された。本発表では、計画の概要と進捗状況を報告する。

PHENIX 計画おいて W のバルク特性に及ぼす中性子照射効果およびヘリウムガス冷却システムでの熱伝達に関するデータベースが構築されており、本研究を遂行し界面に関する知見を加えることで、機器全体としての評価が可能となる。なお、本プロジェクト研究の呼称は FRONTIER（Fusion Research Oriented to Neutron irradiation effects and Tritium behavior at material IntERfaces）計画とした。

2. 実施体制

上記の目標を達成するため、表 1 に示すように 4 つのタスクを構成した。中性子照射には PHENIX 計画と同様にオークリッジ国立研究所（ORNL）の HFIR を用いる。現在、タングステン材料と低放射化フェライト鋼の接合材や、液体金属との共存性を高めるため酸化被膜を形成したフェライト鋼など、界面を有する照射用試料の作製を進めている。

表 1　FRONTIER 計画の実施体制

代表：波多野雄治, D. Clark　　コーディネーター：横峯健彦, Y. Katoh

タスク	課題	実施責任者	主要施設・設備
タスク 1	プラズマ対向材料/構造材料界面の反応ダイナミクスと照射効果	檜木達也, 橋本直幸, L. Garrison, X. Hu, W. Geringer	HFIR, LAMDA
タスク 2	界面を跨ぐトリチウム移行挙動と事故時の反応ダイナミクス	大矢恭久, 大塚哲平, M. Shimada, R. Kolasinski	TPE, STAR
タスク 3	液体ダイバータ概念成立のための中性子照射下固液界面腐食反応ダイナミクス	近藤正聡, 宮澤順一, B. Pint, Y. Katoh	HFIR, LAMDA
タスク 4	工学モデリング	横峯健彦, C. Kessel	

HFIR: High Flux Isotope Reactor (ORNL), LAMDA: Low Activation Materials Development and Analysis laboratory (ORNL)
TPE: Tritium Plasma Experiment (INL), STAR: Safety and Tritium Applied Research facility (INL)

*Y. Hatano[1], T. Yokomine[2], T. Hinoki[2], N. Hashimoto[3], Y. Oya[4], T. Otsuka[5], M. Kondo[6], J. Miyazawa[7], D. Clark[8], Y. Katoh[9], L. Garrison[9], X. Hu[9], W. Geringer[9], M. Shimada[10], R. Kolasinski[11], B. Pint[9], C. Kessel[9]

[1]U. Toyama, [2]Kyoto U., [3]Hokkaido U., [4]Shizuoka U., [5]Kindai U., [6]Tokyo Inst. Technol., [7]NIFS, [8]US DOE, [9]ORNL, [10]INL, [11]SNL

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

Fri. Sep 13, 2019 2:45 PM - 3:35 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 5:45 AM - 6:35 AM UTC | Room L Common Education Bildg. 2F E22

[3L10-12] Blanket Materials

Chair:Ryuta Kasada(Tohoku Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3L10] Current status of beryllium resources and its use in fusion reactors

Masaru Nakamichi[1], Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], *Suguru Nakano[2], Kazuo Yonehara[2], Tomohiko Kawakami[2] (1. QST, 2. KAKEN)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3L11] Electrochemical analysis on corrosion mechanisms for structural materials in molten FLiNaK salt containing hydrogen fluoride

*Gaku Yamazaki[1], Takuya Nagasaka[1,2], Juro Yagi[3], Takuya Goto[4], Teruya Tanaka[1,2], Takashi Watanabe[5], Akio Sagara[1,2] (1. SOKENDAI, 2. NIFS, 3. Kyoto Univ., 4. Doshisha Univ., 5. UEC)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3L12] Study on electrically insulated flow channels of self-cooled liquid metal blanket system under condition of helical reactor FFHR-d1

*Teruya Tanaka[1], Satoshi Ito[2], Takumi Chikada[3], Yukinori Hamaji[1], Takehiko Yokomine[4], Takeo Muroga[1] (1. NIFS, 2. Tohoku Univ., 3. Shizuoka Univ., 4. Kyoto Univ.)

3:30 PM - 3:35 PM JST | 6:30 AM - 6:35 AM UTC

Time reserved for Chair

ベリリウム資源の現状及び核融合炉におけるベリリウム利用

Current status of beryllium resources and its application in fusion reactors

中道 勝[1]、金 宰煥[1]，赤津 孔明[1]，*中野 優[2]、米原 和男[2]，川上 智彦[2]
[1]量子科学技術研究開発機構
[2]（株）化研

核融合原型炉（DEMO）では、1 基あたり約 500 トンものベリリウムが使用される。このため、ベリリウムの資源確保は、重要かつ不可欠なものである。本発表では、ベリリウム資源の現状及び核融合炉におけるベリリウム利用について報告する。

キーワード: 核融合炉，ベリリウム，中性子増倍材，資源確保

1. 緒言

現在、研究開発を進めている核融合原型炉（DEMO）のブランケットには、中性子増倍材としてのベリリウム及びその合金が、1 基あたりおよそ 500 トン装荷され、そのブランケットは 2～5 年毎に交換が必要となる。従って、核融合原型炉を安定的に運転維持するためには、年間で 100 トン以上の中性子増倍材としてのベリリウムを製造し続ける必要がある。一方、資源としてのベリリウムは、特定の外国企業がほぼ独占的に精製・販売しているという材料（資源）市場においても、とても稀有な状況である。

そこで本発表では、現在の世界におけるベリリウム資源の現状に関する調査結果を報告するとともに、今後のベリリウム資源の安定確保に向けた戦略的活動について報告する。

2. ベリリウム資源の現状及び核融合炉におけるベリリウム利用

鉱物資源としてのベリリウムについて、そのベリリウムの鉱床は、中東を除く世界中に分布しており、鉱物資源量としては、現在およそ 48 万トン相当量が確認されている。大陸地域で分類すると、特に南米に多く、約 34%の埋蔵量を有しており、続いて、アジアの約 24%、欧州の約 21%、アフリカの約 11%、北米の約 8%となっている。一方、ベリリウム鉱石生産量としては、1990 年代の冷戦終結によって、戦略（核兵器）物質でもあるベリリウムは、その需要が減少してブラジル鉱山が閉鎖し、その後の 2000 年における IT バブル崩壊などにより、さらにその生産量は減少した。そして、その結果、2015 年には世界のベリリウム生産量の約 92%を米国の企業が占める状況になり、現在に至っている。なお、現在のベリリウム生産総量は、年間約 300 トン程度である。

核融合原型炉 1 基あたり必要なベリリウムは、建設時において約 500 トン、そして建設以降、安定稼働させるために年間 100 トンのベリリウム生産を維持・確保することが必要になることから、核融合原型炉を実現するためには、新たな鉱山開発・生産拠点確保を含めた大幅な増産が必要となる。

3. 結果及びまとめ

現在、ベリリウム資源調達に係る世界の状況としては、寡占状態というよりも、一企業がほぼ独占的に製造販売していると言っても過言ではない状況にある。そのため、ベリリウム資源確保、そして、ベリリウム価格の適正化を図るためにも、新たな鉱山開発は、必須事項であり、早期に解決すべき問題である。量研では、その一環として、ベリリウム資源の現状調査を行うとともに、新たな精製技術開発にも着手するなど、核融合原型炉の早期実現に向けた活動を実施しており、本発表では、これらの状況及び成果について報告する。

Masaru Nakamichi[1], Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], *Suguru Nakano[2], Kazuo Yonehara[2], Tomohiko Kawakami[2]
[1]QST, [2]KAKEN

フッ化水素を含む溶融 FLiNaK 塩中における構造材料の腐食機構の電気化学測定による解明

Electrochemical analysis on corrosion mechanisms for structural materials in molten FLiNaK salt containing hydrogen fluoride

*山崎 樂[1]，長坂 琢也[1,2]，八木 重郎[3]，後藤 琢也[4]，田中 照也[1,2]，渡邉 崇[5]，相良 明男[1,2]
[1]総合研究大学院大学，[2]核融合科学研究所，[3]京都大学，[4]同志社大学，[5]電気通信大学

0.1-1 mol/m^3 のフッ化水素（HF）を含む溶融 FLiNaK (LiF-NaF-KF=46.5:11.5:42.0) 塩中へ，純鉄を浸漬し，電流－電位曲線を得た。曲線の解析により，腐食の律速過程は，純鉄表面近傍における FLiNaK 境界層中の HF の拡散と推定した。

キーワード：溶融塩ブランケット，FLiNaK，フッ化水素，腐食，電気化学

1. 緒言

フッ化水素(HF)による構造材料の腐食は，溶融塩ブランケットの寿命決定要因とされ，この環境を模擬した腐食試験が行われてきた[1-5]。ところが，その HF 濃度依存性については未だ明らかでなかった。そこで本研究では，溶融塩表面の HF ガス分圧を変えることで溶融塩中の HF 濃度を制御し，ブランケット環境での構造材料の腐食機構推定を試みた。

2. 実験

著者らがこれまでに報告した 10 molHF/m^3 の条件に加え，0.1-1 molHF/m^3 を含む 500℃の溶融 FLiNaK (LiF-NaF-KF =46.5:11.5:42.0)塩中に，低放射化フェライト鋼の基材を模擬する純鉄を浸漬し，電流－電位曲線を得た。

3. 結果・考察

腐食電位での電流密度は，HF 濃度に伴い増加し，腐食電位から負方向には，電流値が一定かつ HF 濃度に正比例する領域が現れた(図 1)。限界電流を想定した Butler-Volmer 式[6]で，電流－電位曲線を回帰分析することにより，腐食電流密度とカソード限界電流とを得た。これらはそれぞれ，HF 濃度の 1/2 乗と 1 乗とに比例して増加することがわかった(図 2)。これらの挙動は，拡散層厚さを一定とした場合のフィックの第一法則により説明でき，腐食の律速過程が，純鉄表面近傍における FLiNaK 境界層中の HF の拡散であることを示唆する。

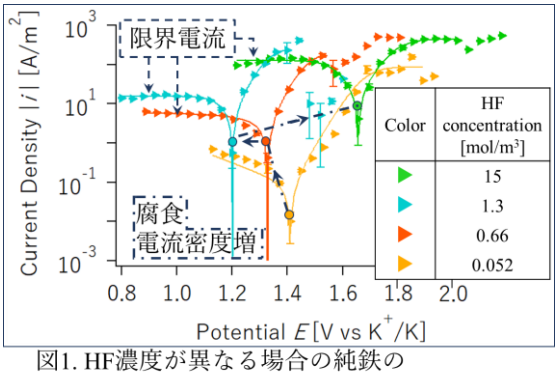


図1. HF濃度が異なる場合の純鉄の電流－電位測定と回帰分析結果（実線）.

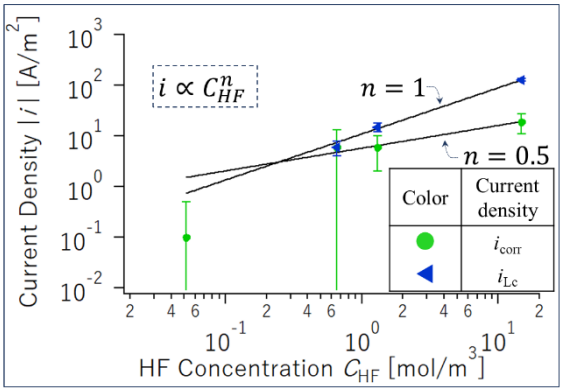


図2. 純鉄の腐食電流密度(i_{corr})およびカソード限界電流(i_{Lc})とFLiNaK中のHF濃度.

参考文献

[1] H. Nishimura et al., J. Nucl. Mater. 307-311 (2002) 1355-1359.
[2] T. Nagasaka et al., J. Nucl. Mater. 368-388 (2009) 716-719.
[3] M. Kondo et al., Fusion Eng. Des. 85 (2010) 1430-1436.
[4] G. Yamazaki et al., Fusion Eng. Des. 136 (2018) 394-397.
[5] G. Yamazaki et al, Plasma Fusion Res. 13 (2018) 3405079.
[6] A. J. Bard and L. R. Faulkner, Electrochemical methods: Fundamentals and applications -2nd Ed., John Wiley & Sons, Inc. (2001).

*Gaku YAMAZAKI[1], Takuya NAGASAKA[1,2],Juro YAGI[3], Takuya GOTO[4], Teruya TANAKA[1,2], Takashi WATANABE[5], and Akio SAGARA[1,2]
[1]SOKENDAI, [2]NIFS, [3]Kyoto Univ., [4]Doshisha Univ., [5]UEC.

ヘリカル炉 FFHR-d1 条件における
液体金属自己冷却ブランケットの電気絶縁流路検討

Study on electrically insulated flow channels of self-cooled liquid metal blanket system under condition of helical reactor FFHR-d1

*田中 照也[1], 伊藤 悟[2], 近田 拓未[3], 浜地 志憲[1], 横峯 健彦[4], 室賀 健夫[1]
[1]核融合研, [2]東北大, [3]静岡大, [4]京都大

ヘリカル型発電炉 FFHR-d1 設計において、液体金属増殖/冷却材を循環させる自己冷却ブランケットの適用性を検討している。FFHR-d1 のブランケット形状、磁場強度分布、核発熱分布等の炉内条件に対する電気絶縁流路の必要性、流路設定方法についての初期検討状況について報告する。

キーワード：液体金属ブランケット、熱流動計算、MHD 圧力損失、電気絶縁材料

1. 緒言 核融合研が中心となり進めているヘリカル型発電炉 FFHR の設計活動では、溶融塩 FLiBe、FLiNaBe をトリチウム増殖材/冷却材とする自己冷却方式のブランケット概念を主案としてきている。一方、本研究では FFHR 用のオプションとして、LiPb 増殖/冷却材を循環させる自己冷却ブランケットの検討を行っている。

2. FFHR-d1 環境と第一壁流路圧損解析 FFHR-d1[1]設計研究では、メンテナンスを容易にするために、増殖ブランケット層をスライドして引き出せる Cardistry ブランケットモジュールの提案がなされている[2]。各モジュールは、トロイダル方向 2° 毎に分割された板状となっており、長手方向の寸法は約 10m である。1 枚のモジュール内部はインボード側、アウトボード側の２領域とし、それぞれに循環流路を設ける。核融合出力３GW、入口・出口の温度差 ΔT=200℃、各モジュールに均等にエネルギーが付与されること等を仮定すると、熱バランス計算からインボード側、アウトボード側各々に 0.025m^3/s の流量で LiPb を循環させる必要がある。除熱が最も厳しくなる第一壁に 6cmx6cm の断面を持つ長さ 10m の流路を多数並列して設け、流路構造の簡略化を図った場合、この第一壁での LiPb 流速は 1.1m/s と概算される。この流路は図 2 に示すように、インボード側の上下部で約 3T、中央部で最大 7.6T の勾配のついた強磁場領域内を磁場方向とほぼ垂直に流動することになるため、この第一壁を流れる LiPb に対する MHD 圧力損失の大きさを熱流動計算コード STREAM により評価した。

3. 結果 金属配管を仮定した場合の圧力損失は 71MPa となった。一方、配管を絶縁材料と仮定した場合には 0.93MPa となり、10 気圧以下に抑えられる。流速 1.1m/s は他の液体金属ブランケット設計例で想定されている速度領域であるが[3]、FFHR-d1 条件で十分な第一壁の徐熱を可能とする必要流速を調べるため、現在、ブランケット内の核発熱分布解析結果を用いた徐熱計算を進めている。可能な限り低圧で循環が可能な自己冷却液体金属ブランケット設計の成立を目指している。

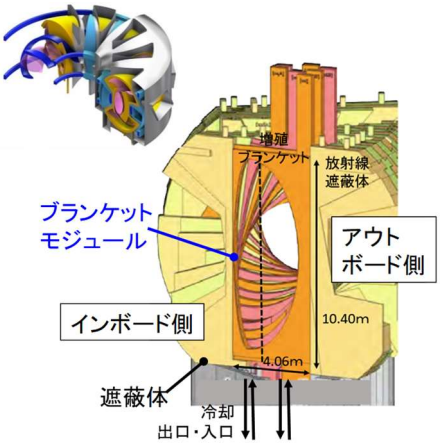


図 1 FFHR-d1 ブランケットの概略図

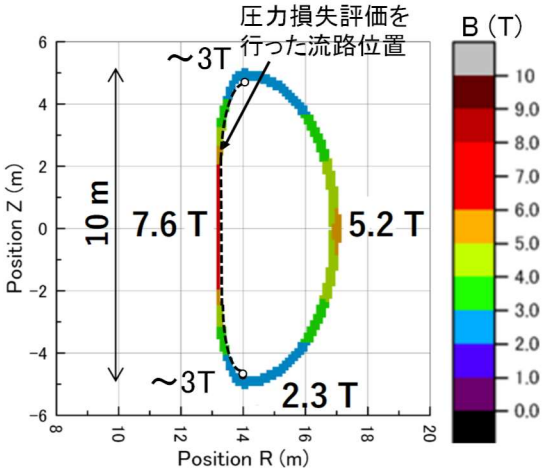


図 2 ブランケット流路部における磁場強度分布

参考文献 [1] A. Sagara et al., Fusion Engineering and Design 89 (2014) 2114-2120.
[2] J. Miyazawa et al., Plasma and Fusion Research 12 (2017) 1405017.
[3] I.R. Kirillov, RF DEMO team, Fusion Engineering and Design 49-50 (2000) 457-465.

* Teruya Tanaka[1], Satoshi Ito[2], Takumi Chikada[3], Yukinori Hamaji[3], Takehiko Yokomine[4], Takeo Muroga[1]
[1]NIFS , [2]Tohoku Univ., [3]Shizuoka Univ., [4]Kyoto Univ.

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

Fri. Sep 13, 2019 9:45 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 12:45 AM - 1:50 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[3M01-04] Nuclear Fission 1

Chair:Tatsuya Katabuchi(Tokyo Tech)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3M01] Measuerment of fission properties of ^{258}Md populted in the ^{4}He+^{254}Es reaction

*Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1], Kazuaki Tsukada[1], Masato Asai[1], Atsushi Toyoshima[1], Kunratha Kean[1,2], Mizuki Okubayashi[3], Krzysztof Rykaczewski[4] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech, 3. Kindai Univ., 4. ORNL)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3M02] Measurement of prompt fission neutrons using multi-nucleon transfer reaction

*Kentaro Hirose[1], Katsuhisa Nishio[1], Hiroyuki Makii[1], Kazuaki Tsukada[1], Kun Ratha Kean[1,2], Satoshi Chiba[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Tech)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3M03] Effects of neutron number and angular momentum of compound nucleus on fission fragment mass distributions at high excitation energies

*Shoya Tanaka[1,2], Kentaro Hirose[2], Katsuhisa Nishio[2], Yoshihiro Aritomo[1] (1. Kindai Univ., 2. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3M04] A new fission product yield evaluation for more precise nuclear reactor calculation

*Kohsuke Tsubakihara[1], Chikako Ishizuka[1], Tadashi Yoshida[1], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, Tokyo Tech)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

^{4}He + ^{254}Es 反応で生成される ^{258}Md の核分裂特性の測定

Measurement of fission properties of ^{258}Md populated in the ^{4}He+^{254}Es reaction

*西尾 勝久[1], 廣瀬 健太郎[1], 牧井 宏之[1], R. Orlandi[1], K.R. Kean[1,2], 塚田 和明[1], 浅井 雅人[1], 豊島 厚史[1], 佐藤 哲也[1], 伊藤 由太[1], N.M. Chiera[1], 松田 誠[1], 永目 諭一郎[1], 田中 泰貴[3,4], 森本 幸司[4], 奥林 瑞貴[5], 石崎 翔馬[5], 田中 翔也[5], 冨塚 知博[6,1], 床井 健運[7,1], 鈴木 颯人[7,1], 千葉 敏[2], 有友 嘉浩[5], I. Tsekhanovich[8], A.N. Andreyev[9,1], 久保野 茂[4], R.A. Boll[10], K.P. Rykaczewski[10]

[1]原子力機構, [2]東工大, [3]九大, [4]理研, [5]近大, [6]新潟大, [7]茨大, [8]ボルドー大, [9]ヨーク大, [10]ORNL

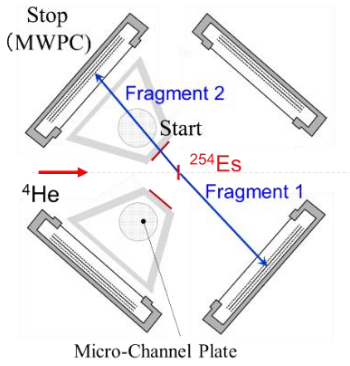
99 番元素アインスタイニウム同位体 ^{254}Es（半減期 276 日）を用い、^{4}He+^{254}Es 反応によって 101 番元素 ^{258}Md の複合核励起状態を生成、この核分裂特性を測定した

キーワード： ^{254}Es, ^{258}Md, 核分裂、タンデム加速器、核分裂片質量数分布、全運動エネルギー

1. 緒言

2017 年、原子力機構は、米国 ORNL から ^{254}Es を 0.5 μg 入手、JAEA タンデム加速器からのイオンビーム照射による核物理研を開始した。^{254}Es は、ORNL の High Flux Isotope Reactor で生成された。アインスタイニウムの抽出は、ORNL でも 2004 年以来のことであり、現在 ^{254}Es を照射できるのは世界的に見ても JAEA タンデム施設だけである。2017－2018 年にかけて遂行した実験のうち、本発表では ^{4}He+^{254}Es で生成される ^{258}Md の核分裂特性について報告する。

2. セットアップと結果



セットアップを図に示す。^{254}Es の薄膜標的試料は、270 μg/cm^2 のニッケル箔上に 0.88 μg/cm^2 の厚さで ^{254}Es を電着して作成した。タンデム加速器ターミナル部の ECR イオン源から得られる ^{4}He ビームを標的に照射して複合核 ^{258}Md を生成し、この核分裂で放出される核分裂片を検出した。核分裂片は、ペアをなす多芯線比例計数管（Multi Wire Proportional Counter, MPWC）で検出、これをストップとし、マイクロチャンネルプレートを用いたタイミング検出器をスタート信号とする飛行時間分析で２つの核分裂片の速度（V_1 と V_2）を決定、運動学的に核分裂片の質量数を求めるとともに、全運動エネルギー（２つの核分裂片のエネルギーの和）を導出した。また ^{4}He ビームを 25.7MeV.および 22.6MeV と変化させ、励起エネルギーに対する核分裂特性の変化を調べた。核分裂片の質量数－全運動エネルギーの相関から、質量対称核分裂と非対称核分裂モードの競合を観測したので報告する。

---

* Katsuhisa Nishio[1], Kentaro Hirose[1], Hiroyuki Makii[1], Orlandi Riccardo[1], Kun Ratha Kean[2,1], Kazuaki Tsukada[1], Masato Asai[1], Atsushi Toyoshima[1], Tetsuya Sato[1], Yuta Ito[1], Nadine M. Chiera[1], Makoto Matsuda[1], Yuichiro Nagame[1], Taiki Tanaka[3,4], Koji Morimoto[4], Mizuki Okubayashi[5], Shoma Ishizaki[5], Shoya Tanaka[5], Tomohiro Tomitsuka[6,1], Katsuyuki Tokoi[7,1], Hayato Suzuki[7,1], Satoshi Chiba[2], Yoshihiro Aritomo[5], Igor Tsekhanovich[8], Andrei N. Andreyev[9,1], Shigeru Kubono[4], Rose A. Boll[10], Krzysztof P. Rykaczewski[10]

[1]JAEA, [2]Tokyo Tech., [3]Kyushu Univ., [4]RIKEN, [5]Kindai Univ., [6]Niigata Univ., [7]Ibaraki Univ., [8]Univ. of Bordeaux, [9]Univ. of York, [10]ORNL

多核子移行反応を用いた核分裂即発中性子の測定

Measurement of prompt fission neutrons using multi-nucleon transfer reaction

*廣瀬健太郎[1]，西尾勝久[1]，牧井宏之[1]，オルランディリカルド[1]，ケアンクンラタ[1,2]，
塚田和明[1]，浅井雅人[1]，佐藤哲也[1]，伊藤由太[1]，永目諭一郎[1]，富塚知博[1,3]，
床井健運[1,4]，鈴木颯人[1,4]，千葉敏[2]
[1]原子力機構，[2]東京工業大学，[3]新潟大学，[4]茨城大学

原子力機構タンデム加速器施設において、^{18}O ビームと ^{243}Am 標的を用いた多核子移行反応によって生成した原子核の核分裂即発中性子の測定を行った。

キーワード：核分裂、多核子移行反応、即発中性子

1. 緒言

使用済み核燃料に含まれるマイナーアクチノイドの核変換には、これらの核種の核データが不可欠である。しかしながら、中性子核反応によって生ずる高次アクチノイドを含め、核変換炉内では膨大な核種が生成されるが、これらの全ての核種に対する核データを取得することは非常に困難である。本研究では、^{18}0 ビームを ^{243}Am 標的に照射しておこる多核子移行反応を用い、種々の複合核を様々なエネルギーで励起し、その核分裂即発中性子の測定を行った。

2. 実験・結果

本実験は原子力機構タンデム加速器施設で行った。144MeV の ^{18}0 ビームを、ニッケルバッキングに電着した厚さ 85μg/cm^2 の ^{243}Am 標的に照射し、多核子移行反応後の散乱粒子をΔE-E シリコンテレスコープで粒子識別することで複合核の核種を同定した。散乱粒子のエネルギーと放出角度から、系全体の励起エネルギーを導出した。複合核からの核分裂片を 4 つの多芯線比例計数検出器(MWPC)を用いて散乱粒子と同時検出し、さらに散乱真空槽のまわりに設置した 33 台の液体有機シンチレータを用いて中性子を核分裂片と同時検出した。図 1(左)に示したシリコンテレスコープを用いた粒子識別によって合成した複合核を同定した。右図に散乱粒子として ^{16}0、したがって ^{245}Am が核分裂したときに放出される中性子の飛行時間スペクトルを示した。これにはガンマ線と中性子によるイベントが見えているが、中性子検出器の信号を波形解析して中性子を選別すると、黄色で塗りつぶしたヒストグラムのようになる。本発表では、実験と解析、各核種の即発中性子多重度の励起エネルギー依存性について議論する予定である。

本発表は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成２８−３０年度「代理反応によるマイナーアクチノイド核分裂の即発中性子測定技術開発と中性子エネルギースペクトル評価」の成果を含む。

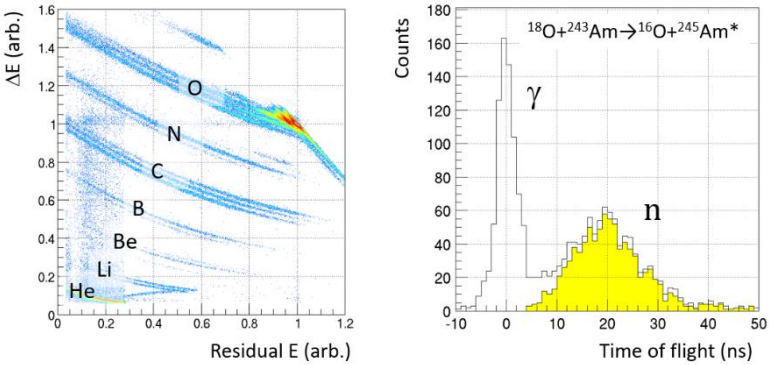


図１（左）ΔE-E スペクトル。散乱粒子として酸素、窒素、炭素等の同位体が明確に識別できる。（右）^{245}Am が核分裂したときの中性子飛行時間スペクトル。黄色のヒストグラムは波形弁別により中性子のみを選んだ場合のスペクトル。

*Kentaro Hirose[1], Katsuhisa Nishio[1], Hiroyuki Makii[1], Riccardo Orlandi[1], Kun Ratha Kean[1,2], Kazuaki Tsukada[1], Masato Asai[1], Tetsuya K. Sato[1], Yuta Ito[1], Yuichiro Nagame[1], Tomohiro Tomii[1,3], Katsuyuki Tokoi[1,4], Hayato Suzuki[1,4]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo Tech, [3]Niigata Univ., [4]Ibaraki Univ.

高エネルギー領域における複合核の中性子数および角運動量の変化が核分裂片質量分布へ与える影響

Effects of neutron number and angular momentum of compound nucleus on fission fragment mass distributions at high excitation energies

*田中 翔也[1,2]，廣瀬 健太郎[2]，西尾 勝久[2]，有友 嘉浩[1]
[1]近畿大学，[2]日本原子力研究開発機構

アクチノイド領域核種において高い励起エネルギーを有した複合核では、核分裂と中性子放出が競合して発生する。これを理論模型を用いて評価し、複合核の中性子数および角運動量の変化が核分裂片質量分布へ与える影響を調べた。

キーワード：核分裂、原子核物理、動力学模型、統計模型、中性子放出

1. 緒言

使用済み核燃料の処理処分問題に対し、一つの解決策として加速器駆動システム(ADS)を用いた核変換技術が注目されている。ADS の確立には、高いエネルギーでの核分裂反応に対する理解が必要不可欠だが、未だに定性的かつ定量的な理解はなされていない。本研究では、マルチチャンス核分裂という概念を用いて高い励起エネルギーにおける核分裂の理解を目指す。

2. 手法

高い励起エネルギーを有した複合核の崩壊過程を考える場合、核分裂と中性子放出との競合を考えなければならない。この競合過程はこれまでマルチチャンス核分裂という概念によって議論されてきた。我々は二つの理論模型を採用し、マルチチャンス核分裂の反応過程を再現する計算手法を開発した。各チャンスにおける核分裂片質量分布の計算には散逸揺動定理に基づく動力学模型を採用し、マルチチャンス核分裂の発生確率の計算には統計模型コードとして GEF コード[1]を採用した。

3. 結果・考察

ウラン（$^{234\text{-}240}$U)、ネプツニウム（$^{236\text{-}242}$Np)、プルトニウム（$^{238\text{-}244}$Pu）に対して励起エネルギーを 15 MeV から 55 MeV の範囲で理論計算を行い、実験データとの比較を行った。その結果、マルチチャンス核分裂の影響により、高い励起エネルギー領域においても核分裂片質量分布は、液滴模型で描かれるような対称分裂が支配的なひと山分布ではなく、非対称分裂が支配的なふた山分布を保つことが示された。また、高い励起エネルギー領域において、複合核の中性子数が増えるにつれて、ピークと谷の位置の比が大きくなることが分かった。発表では、複合核の有する角運動量の変化に対してマルチチャンス核分裂の効き方がどのように変化するのかについても議論する予定である。

参考文献

[1] K.-H. Schmidt, B. Jurado, C. Amouroux, and C. Schmitt, Nuclear Data Sheets **131**, 107 (2016).

---

*Shoya Tanaka[1,2], Kentaro Hirose[2], Katsuhisa Nishio[2], Yoshihiro Aritomo[1]
[1]Kindai Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency.

炉物理計算の高精度化に向けた核分裂収率の新規評価結果について

A new fission product yield evaluation for more precise nuclear reactor calculation

*椿原 康介[1]、石塚 知香子[1]、吉田 正[1]、千葉 敏[1]
[1]東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所

炉物理計算において、核分裂収率などの核データが高精度で与えられていることが重要である。核分裂収率を評価する上で、実験データが存在しない領域においても定量的に原子核理論から示唆される情報を基にすることが求められる。今回は系統的に核分裂収率を広い標的核に対して評価した結果を示し、加えてその誤差情報を含む共分散行列の導出について発表する。

キーワード：核分裂，核分裂生成物収率，殻補正，LLFP，共分散

1. 緒言

MA や LLFP 等の処理問題を解決するべく、我々は高速炉での LLFP 核変換を提案している[1]。炉心で生成される LLFP 核種の収率を評価する上で、実験データが乏しい領域において原子核理論からの知見に基づくことは重要である。しかしながら JENDL/FPY として収録されているデータは基本的に米 ENDF から取り入れられたものであり、新たに国内で独立した収率評価手法を整備することの重要性が示唆されている。

また、評価した独立収率に対して誤差情報を検討する上で、累積収率とその誤差、また収率の定義上要請される条件を満たすことが要請される。例えば累積収率が実験から精度よく求められているのに対し、独立収率の誤差は大きく、そのまま誤差伝搬させて累積収率の誤差を求めると過大評価してしまう。適切な誤差を得るには相関を考える必要があり、一般化最小二乗法を用いて共分散行列の評価を行う必要がある。

2. 手法

断裂点モデル[2]に基づき、液滴ポテンシャルが同重体内の Z 分布における大局的な構造を与え、殻補正エネルギーΔE_{sh}[3]が微細構造を決めるとして系統的に独立収率を評価した。また「累積収率および誤差と一致する」「独立収率の合計が 2 になる」などの条件を満たすように、図 1 に示すスキームにて一般化最小二乗法 $V_{\mathrm{I:upd.}} = V_I - V_I S^t (S V_I S^t + V)^{-1} S V_I$により、$V_{\mathrm{I:upd}}$として課した条件に見合う共分散行列を導出した。

3. 結論

広い質量領域に対して評価式を適用し、炉物理から得られたデータとの整合性を通じて得られた収率の妥当性や、一般化最小二乗法から求めた共分散について詳細を発表する。

謝辞：本研究は原子力システム研究開発事業による令和元年度の文部科学省から東工大への委託事業「高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発」の成果である。

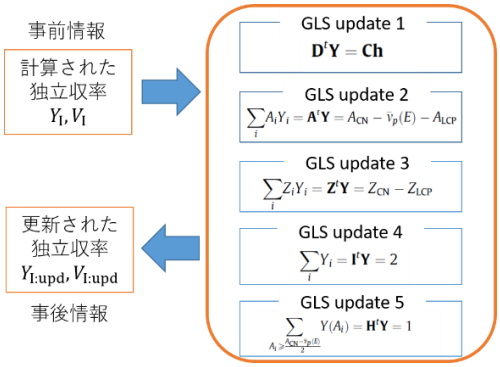


図 1：一般化最小二乗法に基づく共分散の推定

参考文献

[1] S.Chiba et al, Scientific Reports **7** (2017) 13961. [2] P.Fong, PR **102** (1956) 434. B.D.Wilkins, E.P.Steingerg and R.R.Chasman, PRC **14** (1976) 1832. [3] H. Koura, T. Tachibana, M. Uno and M. Yamada, PTP **113** (2005) 305.

---

*Kohsuke Tsubakihara[1], Chikako Ishizuka[1] Tadashi Yoshida[1] and Satoshi Chiba[1]

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

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

Fri. Sep 13, 2019 10:50 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room M Common Education Bildg. 3F A31

[3M05-08] Nuclear Fission 2

Chair:Katsuhisa Nishio(JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3M05] Fission study on Th-isotopes and SHEs using four-dimensional Langevin model

*Chikako Ishizuka[1], Xuan Zhang[1], Fedir Ivanyuk[2], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, Tokyo Tech, 2. Kiev Institute for Nuclear Research)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3M06] Fission study using four-dimensional Langevin model

Nuclear shape of fission fragments and their deformation energies

*Xuan Zhang[1], Chikako Ishizuka[1], Tsunenori Inakura[1], Fedir Ivanyuk[2], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, Tokyo Tech, 2. Kiev Institute for Nu Resh)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3M07] Charge polarization of fission fragments from Pu-240 deduced with a microscopic theoretical calculation

*Shuichiro Ebata[1], Shin Okumura[2], Chikako Ishizuka[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech, 2. IAEA)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3M08] Study of the fission path on U-236 with the microscopic mean-field model

*Kazuki Fujio[1], Shuichiro Ebata[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

4 次元ランジュバン模型を用いた Th 同位体および超重核領域の核分裂研究

Fission study on Th-isotopes and SHEs using four-dimensional Langevin model

*石塚　知香子[1]，張　旋[1]，ウサング　マーク[2]，
イワニュークフェディエール[1,3]，千葉　敏[1]
[1]東京工業大学先導原子力研究所，[2]マレーシア原子力庁，[3]キエフ原子核研究所

これまでの原子力学会での講演では、ウラン領域および鉛領域の中性子欠損核の核分裂において 4 次元ランジュバン模型が高い再現性を持つことを報告してきた。本講演では更に Th 同位体や超重核領域の核分裂の性質を 4 次元ランジュバン模型により調査した結果について報告する。特に超重核領域の実験データでは準核分裂の寄与により見積もりが困難な TKE の分布や核分裂片の質量数分布について詳細な検証を行う。

キーワード：核分裂、核データ、質量数分布、 TKE

1. 緒言

超重核では準核分裂の寄与が非常に大きく、実験値から核分裂の寄与を取り出す際には準核分裂の寄与についての仮定が必要となる。我々の開発してきた 4 次元ランジュバン模型[1]は、鉛領域の中性子欠損核から超ウラン領域に亘る様々な質量数の原子核に対し、核分裂片の質量数分布や全運動エネルギー等の実験値を特別な仮定やパラメータ調整を用いずに良く再現できる[2]。そこで本講演では 4 次元ランジュバン模型から予想される超重核の核分裂の性質について系統的に調査し、実験解析で用いられる仮定の妥当性について検証する。

2. 模型

４次元ランジュバン模型では、複合核形状を記述するために「1.複合核の伸び、2.複合核の右半分の変形度、3.左半分の変形度、4.左右の質量非対称度」の 4 変数を用いる。複合核形成から核分裂に至る過程は、ランジュバン方程式に従う複合核形状の時間発展に相当する。なおランジュバン計算では巨視的輸送係数を用い、ポテンシャル曲面は二中心模型の原子核形状を再現するウッズサクソンポテンシャルから求める。

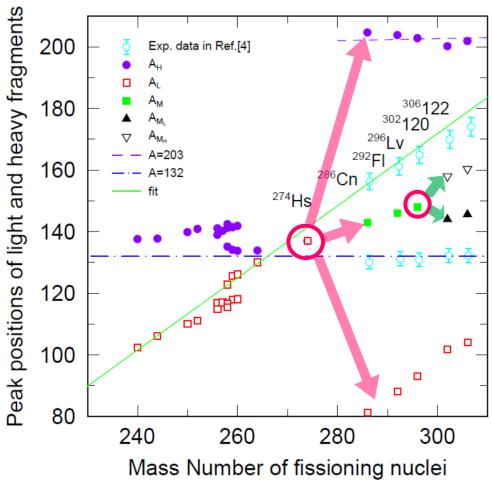


図 1　核分裂片の平均質量数の変化

3. 結言

本研究では超重核の核分裂では図 1 のように質量数 A=208 近傍に重い核分裂片のピークが現れることがわかった。同様の傾向は微視的模型による先行研究[3]でも示唆されている。一方、既存の実験解析[4]では A=208 近傍のピーク成分は準核分裂によるものとして排除されており、本結果によれば実験値における超重核の核分裂成分の見積りに大きな変更が必要となる。

謝辞:本研究は原子力システム研究開発事業による令和元年度の文部科学省から東工大への委託事業「高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発」、および科研費 18K03642 の成果の一部である。

参考文献

[1] C. Ishizuka, M. D. Usang, F. A. Ivanyuk, S. Chiba, Phys. Rev. C**96**, 064616 (2017).
[2] M. D. Usang, F. Ivanyuk, C. Ishizuka, S. Chiba, Scientific Reports **9**, 1525 (2019).
[3] Z. Matheson et al., Phys. Rev. C **99**, 041304(R) (2019).
[4] M. G. Itkis et al., Nucl. Phys. A 944, 104 (2015).

*Chikako Ishizuka[1], Xuan Zhang[1], Mark Usang[2], Fedir Ivanyuk[1,3] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Malaysian Nuclear Agency, [3]Institute for Nuclear Research, Kiev

4 次元ランジュバン模型による核分裂の研究
核分裂片の形状と変形エネルギー

Fission study using four-dimensional Langevin model

Nuclear shape of fission fragments and their deformation energies

*張 旋[1]，石塚 知香子[1]、稲倉 恒法[1]、イワニューク フェディエール[2]、千葉 敏[1]

[1]東工大 先導原研，[2]キエフ原子核研究所

東工大が開発した 4 次元ランジュバン模型を改良し、個々の核分裂片の四重極及び八重極モーメントの計算を可能とした。ウラン領域核では軽い分裂片の四重極モーメントは重い分裂片より大きく、また四重極モーメントの分裂片質量数依存性は即発中性子の鋸歯構造と非常に似た構造を示すことも分かった。また即発中性子放出機構解明のため、ランジュバン模型で示唆される核分裂片の形状や内部温度に相当する変形エネルギーをハートリーフォック法で微視的に計算し、励起エネルギーの推定を行った。

キーワード：核データ、核分裂、ランジュバン模型、核分裂片、多重極モーメント、変形エネルギー

1. 緒言

核分裂片から放出される即発中性子の多重度は、核分裂直後に左右対称であった質量数分布の対称性が破れる要因として重要であり、原子力においては連鎖反応の維持可能性を推定するために必要なデータである。また、即発中性子数の質量数依存性は核種によらず鋸歯構造を持つことが実験的に知られており、分裂片の励起エネルギーは即発中性子数を直接決める物理量である。変形エネルギーは励起エネルギーの主要な項であるため、本研究では、4 次元ランジュバン[1]と密度汎関数理論(HFBTHO)を用いて核分裂片の変形エネルギーを求めた上で励起エネルギーを推定し、即発中性子の鋸歯構造発現機構の解明を試みる。

2. 計算方法

本研究では、4 次元ランジュバンを用いて ^{236}U の低励起状態での核分裂の計算を行った。計算では二中心模型により表現した原子核形状に対して、巨視的・微視的手法により自由エネルギーを計算し、殻補正の温度依存性を考慮した[2]。輸送係数は巨視的な流体模型により計算した。断裂直後の二つの分裂片のシャープカットな形状を直接用いてそれぞれの四重極モーメント Q_{20} と八重極モーメント Q_{30} を計算し、分裂片の質量数に対する分布及び平均値を求めた。次に HFBTHO を用いて、得られた Q_{20}、Q_{30} 及び温度を拘束条件とした際の変形エネルギーを求め、励起エネルギーの推定を行った。

3. 結果

図に示したように、核分裂片の Q_{20} の質量数依存性が即発中性子と極めて類似した鋸歯状の様相を示すことが明らかになった。本発表では、2 つの鋸歯構造間の相関が発現した機構を詳細に検討し、その結果について報告する。

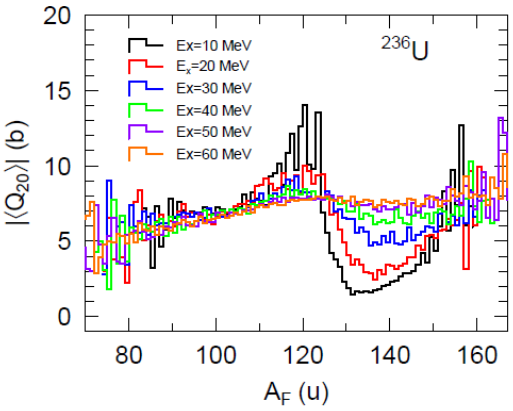


図 1 核分裂片の Q_{20} の質量数依存性

参考文献

[1] Chikako Ishizuka et al. Physical Review C **96**, 064616, (2017)

[2] F.A.Ivanyuk et al, Phys. Rev. C **97**, 054331(2018)

*Xuan Zhang[1], Chikako Ishizuka[1], Tsunenori Inakura[1], Fedir Ivanyuk[2], Satoshi Chiba[1]

[1]LANE, Tokyo Tech, [2]Kiev Institute for Nuclear Research

微視的理論計算で導出する Pu-240 核分裂片の荷電偏極

Charge polarization of fission fragments from Pu-240 deduced with a microscopic theoretical calculation

*江幡 修一郎[1], 奥村 森[2], 石塚 知香子[1], 千葉 敏[1]

[1]東工大, [2]IAEA

核分裂片の荷電偏極は即発中性子放出前の核分裂生成物のアイソトープ分布を決める量であり、原子力で重要な遅発中性子収率に大きな影響を与える。核分裂片の荷電偏極を理論的に導出する為に、微視的理論模型(3 次元座標表示 Skyrme Hartree-Fock＋BCS 模型)を導入する。これまで ^{236}U(^{235}U+n)の分裂片の荷電偏極を調べ、統計崩壊及びβ崩壊計算を通してその結果を評価してきた。本講演では同手法を ^{240}Pu(^{239}Pu+n)に適用し、荷電偏極の結果を評価し報告する。

キーワード：核データ、核分裂、荷電偏極、微視的理論計算、平均場模型

1. 緒言

荷電偏極とは即発中性子を放出する前の核分裂片のアイソトープ分布の中心値が核分裂性核種の Z/A から僅かに±0.5 程度ずれる現象である。分裂片の荷電分布を与える基準に、核分裂性核種の Z/A 比から変化しない不変荷電分布(Unchanged Charge Distribution; UCD)仮定があり、荷電偏極は UCD 仮定からのずれで定義される。核分裂の物理の観点では、分裂機構の詳細を理解する為に、荷電偏極の理論的な再現が必要である。一方、ウラン、プルトニウム系の場合、分裂片の Z/A 比と遅発中性子放出の境界がほぼ一致する為、荷電偏極は僅かにしか存在しない遅発中性子収量に大きな影響を与えることが知られている。従って MA 等遅発中性子放出データがない領域の予測精度向上には、データが豊富な領域で理論を検証し、高い精度で外挿することが必要となる。また、分裂片のアイソトープ分布は宇宙で生起する元素合成過程の分布に影響を及ぼす。我々は、実験値の少ない核分裂性核種への適用も研究対象に見据え、現象論を排除して荷電偏極を予測する方法を提案し、^{235}U+n 系を想定して ^{236}U の荷電分布を導出してきた。本講演では ^{239}Pu+n 系の反応で生じる分裂片を対象に、^{240}Pu の結果を Wahl's systematics[1]と比較し報告する。

2. 計算手法

超流動性を持つ原子核の変形を一般に取り扱う手法として 3 次元座標空間表示 Skyrme Hartree-Fock+BCS (3D SHF+BCS) 理論模型を採用した。原子核の伸長を表す四重極変形度(Q_{20})と非対称性を表す八重極変形度(Q_{30})を拘束条件として採用し、自己無撞着にポテンシャル面を計算する[2]。3 次元座標空間表示を採る為、質量数が非対称になる任意の変形が表現可能であり、有効相互作用には Skyrme 型を用いるので、微視的模型と一貫しており、予言能力のある模型である。この方法を用いて原子核が断裂するまで伸張させ、質量非対称度の関数として核分裂片の Z/A を求め、荷電偏極を導出した。

3. 結果

図は微視的模型計算で得られた ^{236}U の荷電偏極を表す。Q_{20} と Q_{30} に関するポテンシャル面を計算し、断裂点の密度分布から平均核子数を導出し、計算している。二つのローレンツ関数でフィットすると、それぞれの質量数中心値は 102.8, 133.2 となった。微視的模型計算の結果は原子核構造を強く示唆するものになっている。本講演では ^{240}Pu を ^{236}U と同様に伸長させ荷電偏極を導出し、測定された一次収率における荷電分布[3]と比較し、その性質について議論する。

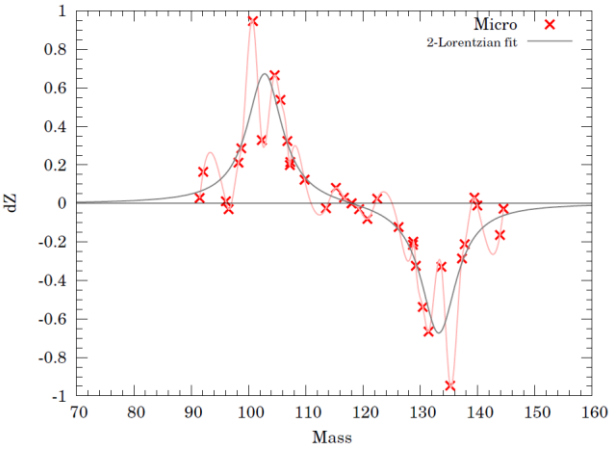


図 微視的模型計算で得られた ^{236}U の荷電偏極の分裂片質量数依存性

参考文献

[1] Arthur C. Wahl, LA-13928 (2002).
[2]S. Ebata and T. Nakatsukasa, Physica Scripta **92** (2017) 064005.
[3] M. Caama˜no, et. al., Phys. Rev. C**92** (2015) 034606.

*Shuichiro Ebata[1], Shin Okumura[2], Chikako Ishizuka[1], and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology.
[2]IAEA

微視的平均場模型による U-236 の分裂経路の研究

Study of the fission path on U-236 with the microscopic mean-field model

*藤尾 和樹[1], 江幡 修一郎[1], 千葉 敏[1]

[1]東工大

相互作用に依存して原子核構造は大きく変化するため、核分裂までの経路も変化する事が予想される。分裂経路を調べる方法として、平均場模型(Hartree-Fock+BCS)を採用し、相互作用には原子核構造と核物質の性質を一貫して記述する Skyrme 型を用いる。U-236 の分裂反応を対象に経路の相互作用依存性を調べる。

キーワード：核データ、核分裂、平均場模型、有効相互作用、ポテンシャルエネルギー面

1. 緒言

マイナーアクチノイドや核分裂性核種の取り扱いを考えるうえで、信頼できる理論に基づいて測定の難しい核データを整備し精度を向上させることは重要である。未知の核データを整備する方法として微視的理論の利用は有効な手段の一つである。核分裂反応を微視的理論で記述するためには、既知の核データを再現したうえで、原子核構造や核物質の性質にも矛盾がない相互作用を選択する必要がある。核分裂障壁や原子核構造、宇宙核物理で利用される核物質の状態方程式など各々に適切な有効相互作用はあったが、包括的に矛盾なく適用可能な相互作用は未だに存在しない。本研究では拘束条件付き平均場模型を用いて、核データが十分にある U-235+n 系の分裂経路を対象にし、ポテンシャルエネルギー面の有効相互作用依存性を調べた。

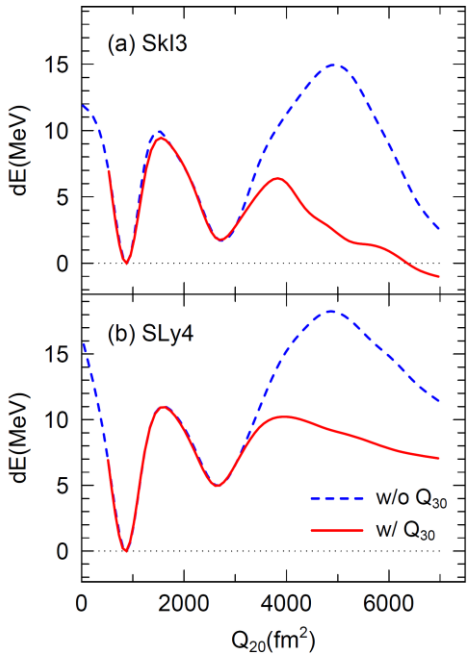
2. 計算方法

本研究の拘束条件付き平均場模型は、対相関を自己無撞着に取り入れられる 3 次元表示の Hartree-Fock+BCS 模型である[1]。拘束条件には原子核の伸びと質量非対称性の自由度として四重極変形(Q_{20})及び八重極変形(Q_{30})を採用し、ポテンシャルエネルギー面を計算した。分裂経路の有効相互作用依存性を調べるために 3 種類の Skyrme パラメータ(SkI3[2],SLy4[3],SkM*[4])を用意し、それぞれの条件下で U-236 のポテンシャルエネルギー面を調べた。

3. 結果

図は Q_{20} に関するポテンシャルエネルギー面を表している。破線は対称核分裂の経路のエネルギー面を表し、実線は質量非対称性の自由度を考慮したものある。パネル(a),(b)はそれぞれ SkI3, SLy4 相互作用で計算した結果である。どちらの相互作用の場合でも準安定状態より大きい Q_{20} では Q_{30} が大きく影響し、第二サドルの少し内側から外側にかけて核分裂障壁が著しく低くなった。また、二つの相互作用では質量非対称性を考慮することで第二サドルより外側でのエネルギー勾配が非常に異なっていることがわかり、断裂点にその違いが発現すると予想される。

講演では Q_{20}-Q_{30} に関するポテンシャルエネルギー面を用いて、分裂経路の相互作用依存性について議論する。



図：Q_{20} に関するポテンシャルエネルギー面

参考文献

[1] S. Ebata and T. Nakatsukasa, Physica Scripta **92** (2017) 064005.
[2] P.-G. Reinhard and H. Flocard, Nucl. Phys. A **584**, 467 (1995).
[3] E. Chabanat, P. Bonche, P. Haensel, J. Meyer,and R. Schaeffer,Nucl. Phys. A **635**, 231 (1998)
[4] J. Barrel, Ph. Quentin, M, Brack, C. Guet and H.-B. Hfikansson, Nucl. Phys. A 386 (1982) 79.

*Kazuki Fujio[1], Shuichiro Ebata[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]Tokyo Institute of Technology.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-3 Neutron Source, Neutron Technology

Fri. Sep 13, 2019 9:45 AM - 11:05 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 12:45 AM - 2:05 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[3N01-05] Neutron Measurement/Neutron Facility

Chair:Keisuke Maehata(Kyushu Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3N01] Monte Carlo covariance deviation of activation reactions in unfolded neutron spectra measured by means of multiple foil activation method

*Katsumi Aoki[1], Tadahiro Kin[1], MD Kawchar Ahmed Patwary[1], Kosuke Yoshinami[1], Masaya Yamaguchi[1], Yukinobu Watanabe[1], Masatoshi Itoh[2] (1. Kyushu Univ., 2. Cyclotron and Radioisotope Center, Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3N02] Development of fabrication method for large area neutron absorption precision pattern

*Masahiro Hino[1], Takuya Hosobata[2], Yutaka Yamagata[2], Yuji kawabata[1] (1. Kyoto University, 2. RIKEN)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3N03] Molecular force field dependence on the analysis of thermal neutron scattering cross-sections for methylbenzene derivatives

*Yutaka Abe[1], Seiji Tasaki[1], Masahiro Hino[1] (1. Kyoto Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3N04] Current status of a compact electron accelerator-driven pulsed neutron facility at AIST

*Koichi Kino[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2], Brian E O'Rourke[1,2], Hidetoshi Kato[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Daisuke Satoh[1,2], Tamao Shishido[2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2] (1. AIST, 2. ISMA)

10:45 AM - 11:00 AM JST | 1:45 AM - 2:00 AM UTC

[3N05] Development of the TOF-MIEZE spectrometer with focusing mirrors at J-PARC MLF BL06

*Fumiaki Funama[1], Masahiro Hino[2], Tatsuro Oda[2], Hitoshi Endo[3], Takuya Hosobata[4], Yutaka Yamagata[4], Seiji Tasaki[1] (1. Kyoto Univ, 2. KURNS, 3. KEK, 4. RIKEN)

11:00 AM - 11:05 AM JST | 2:00 AM - 2:05 AM UTC

Time reserved for Chair

アンフォールディングにおける多重箔放射化反応間の共分散のモンテカルロ手法による導出

Monte Carlo covariance deviation of activation reactions in unfolded neutron spectra measured by means of multiple foil activation method

*青木 勝海[1]，金 政浩[1]，Patwary MD Kawchar Ahmed[1]，吉浪 皓亮[1]，
山口 真矢[1]，渡辺 幸信[1]，伊藤 正俊[2]
[1]九大 総理工，[2]東北大学 CYRIC

多重箔放射化法で中性子収量分布を導出するためにアンフォールディングが必要となる。各々の放射化反応の相関を求めることで、実験データの誤差伝播や実験時の最適な反応の組み合わせが明らかとなる。その相関をモンテカルロ的に導出する手法を開発し、シミュレーションによってその手法の性能検証を行った。

キーワード：アンフォールディング、多重箔放射化法、共分散、加速器中性子、中性子収量分布

1. 緒言

多重箔放射化法は、原子炉や加速器中性子源の中性子収量分布の測定手法として長く使われてきた。本手法では、中性子収量分布を導出するためにアンフォールディングが必要となる。現状は、アンフォールディングの際に影響する放射化反応の組み合わせや誤差の伝播について定量的に示す手法は、あまり整備されていない。そこで2019年春の年会において、ある2反応の核種生成量の変動に対する中性子収量分布の変化を統計的に解析し、反応間の相関を定性的に評価した結果について報告した。今回は2反応の相対感度を導出することで、反応間の相関を定量的に評価できる手法を開発した。

2. アンフォールディングにおける放射化反応間の相関の評価

まず、アンフォールディングに使用するある2つの反応x, yに着目する。まず、1つの反応の核種生成量N_xを微小量変化させ、アンフォールディングによって中性子収量分布$\phi(N_x \pm \Delta N_x, N_y)$を得る。この値と$\phi(N_x, N_y)$の値から、$\partial\phi/\partial N_x$すなわち相対感度を導出する。これを、実験で予測される生成量を統計誤差の3 σの範囲で導出する。これをもう一つの反応yに対しても同様に行い、相対感度を得る。

3. 結果・考察

前回の報告では、16 MeV重陽子によるC(*d*,*n*)反応の多重箔放射化実験のデータを用いて反応間の相関評価を行なった。その際、^{64}Zn(*n*,*p*)^{64}Cu反応(x)と^{90}Zr(*n*,2*n*)^{89}Zr反応(y)の相関が大きかったため、下表に、今回の手法で導出した2つの相対感度について示す。これは、3.5~3.7 MeVの領域の中性子収量の相対感度である。これより、^{90}Zr(*n*,2*n*)^{89}Zr反応はこのエネルギー領域では、あまり中性子収量へ影響を与えていないことがわかる。本講演では、これらの相対感度を導出し、各々の反応間の相関について報告する。

表. ^{64}Zn(*n*,*p*)^{64}Cu反応(x)と^{90}Zr(*n*,2*n*)^{89}Zr反応(y)の3.5~3.7 MeVの中性子収量の相対感度

	^{64}Zn(*n*,*p*)^{64}Cu		**^{90}Zr(*n*,2*n*)^{89}Zr**	
	$\phi(N_x - \Delta N_x, N_y)$	$\phi(N_x + \Delta N_x, N_y)$	$\phi(N_x, N_y - \Delta N_y)$	$\phi(N_x, N_y + \Delta N_y)$
相対感度	-14.7%	16.3%	0.35%	0.71%

*Katsumi Aoki[1], Tadahiro Kin[1], MD Kawchar Ahmed Patwary[1], Kosuke Yoshinami[1], Masaya Yamaguchi[1], Yukinobu Watanabe[1] and Masatoshi Itoh[2]
[1]Department of Advanced Energy Engineering Science, Kyushu Univ., [2]Cyclotron and Radioisotope Center, Tohoku Univ.

低速中性子用大面積精密吸収パターンの製作手法開発

Development of fabrication method for large area neutron absorption precision pattern

*日野正裕[1],細畠拓也[2], 山形豊[2],川端祐司[1]

[1]京大, [2]理研

中性子位相イメージングや高空間分解能中性子検出器等に飛躍をもたらすことが期待できる精密中性子吸収パターンの製作手法を開発した。その概要を報告する。

キーワード：中性子回折格子、多層膜、ガドリニウム(Gd)、超精密切削

中性子はX線を初めとした他の量子ビームに比べると物質の透過性が非常に高く軽元素にも高感度であることから、先端工業部品、コンクリート、植物内部の水分変化、考古学試料の分析等大型試料の内部構造の非破壊観察等に利用されている。ここでは試料による中性子の吸収や散乱による強度の減衰を計測するが、より高感度な中性子の位相変化を計測する中性子位相イメージングの実用が期待されている。

中性子位相イメージングにはいくつかの手法があるが、一般には中性子吸収格子（中性子ビームを遮蔽する部分と透過する部分とが交互に配列された格子構造）が利用され、中性子ビーム遮蔽材料として通常、熱中性子吸収能力の高いガドリニウム(Gd)が用いられる。

近年の精密加工技術の進展により形状精度の高い回折格子製作が可能となってきているが、Gd は非常に切削加工が困難な材料である。そのため吸収格子の製作には、シリコン基板上にひな形となる格子溝を作製し、それに Gd を蒸着するなどして吸収格子を得ているのが現状である[1]。

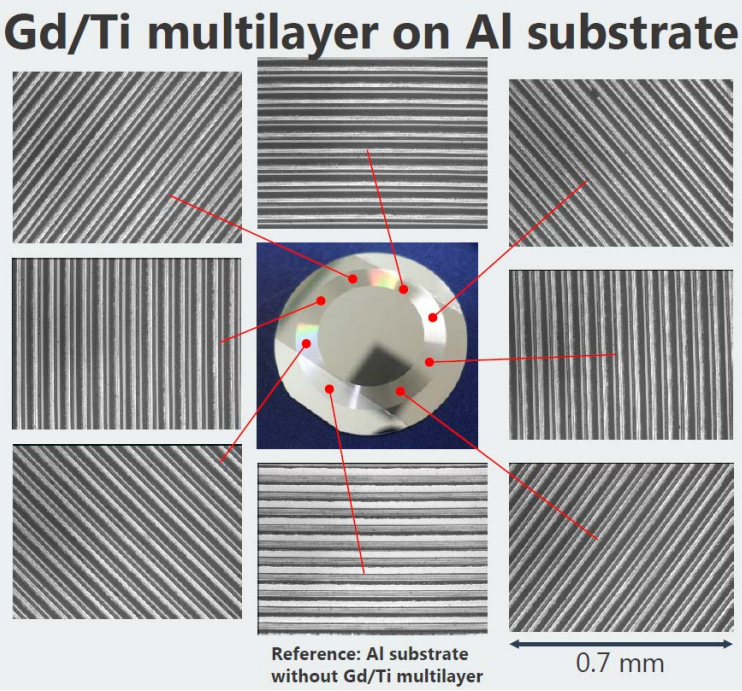


Fig.1 Photograph of absorption grating made of Gd/Ti multilayer deposited on Al substrate.

我々は Gd とチタン(Ti)を多層化することで、材料の切削特性を改善し、形状精度の高い微細パターンを有する中性子吸収格子が製作可能となることを見いだした。Fig.1 に製作した吸収格子の写真を示す。ここでは 45° 毎に 8 箇所の顕微鏡写真を示しているが、どれも欠陥が無いことが分る。我々の製作手法は、雛形格子を必要とせず、かつ大面積化が容易である。そのため中性子位相イメージングだけでなく、中性子検出器の高空間分解能の評価等、様々な利用が期待できると考えている。その概要を報告する。

参考文献

[1] C. Grunzweig, et al., Review of Scientific Instruments 79, 053703(2008)

---

*Masahiro Hino[1], Takuya Hosobata[2], Yutaka Yamagata[2], Yuji Kawabata[1]

[1]Kyoto Univ., [2]RIKEN

メチルベンゼン類の熱中性子散乱断面積解析における分子力場依存性

Molecular force field dependence on the analysis of thermal neutron scattering cross-sections for methylbenzene derivatives

*安部 豊[1]，田崎 誠司[1]，日野 正裕[1]

[1]京都大学

メチルベンゼン類の熱中性子散乱断面積解析における分子力場依存性を評価するために，代表的な 4 つの分子力場を用いて状態密度を解析した．冷中性子生成に重要となるメチル基の束縛回転や分子内振動において顕著な分子力場依存性が見られ，実験値と比較して CHARMM36 の結果が最も妥当であることが判明した．

キーワード：熱中性子散乱断面積，冷中性子源，メチルベンゼン類，分子力場

1. はじめに

メチルベンゼン類はベンゼン環に結合したメチル基の束縛回転が 10meV 程度の比較的低いエネルギーで運動モードを持つため冷減速材の有力な候補として考えられている．しかしながら，昨年報告した含水素分子の中性子減速特性の解析においては，メシチレン，m-キシレン，トルエンの中性子減速特性はメチル基の数に依存せずほぼ等しく，メチル基を持たないベンゼンよりも減速性能が劣るという不可解な結果が得られていた[1]．そこで分子動力学（MD）によって得られるメチルベンゼン類分子の運動モードの妥当性を検討するために，解析で得られた状態密度と実験値[2]との比較を行った．MD においては使用する分子力場が解析結果に大きく影響するため，これまでの分子力場（GROMOS54A7）に加え，他の代表的な分子力場（CHARMM36，OPLS-AA，GAFF）との比較も併せて行った．

2. 解析方法・結果

図 1 にメシチレンの状態密度の解析結果を実験値とともに示す．なお，実験値は任意単位であるため，解析による状態密度と面積が同等になるように実験値のスケールを規格化した．実験値にはメチル基の束縛回転モードが 10meV 付近に中心を持つやや幅広なピークとして現れ，20meV 以上において分子内基準振動に由来するピークが幾つか見られる．メチル基の束縛回転モードと分子内基準振動に着目して実験値と解析結果を比較すると，検討した 4 つの分子力場では CHARMM36 が最も実験値の再現性が高く，ほぼ同等の傾向を示す OPLS-AA と GAFF の結果は，メチル基の束縛回転モードや分子内基準振動のピーク位置がやや実験値から外れている．また，これまで用いてきた GROMOS54A7 ではメチル基の束縛回転モードのピーク高さが実験値より低く，束縛回転による中性子減速効果を過小評価している．さらに，分子内基準振動についても実験値には見られない位置にピークが現れ，状態密度の全体的な再現性は他の分子力場より劣ることが判明した．

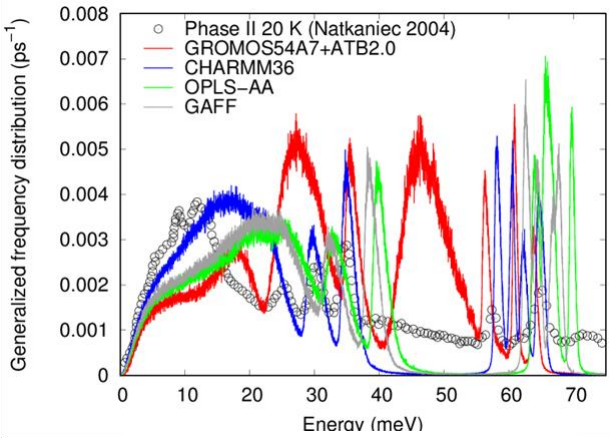


図 1　メシチレン（20K）の状態密度

参考文献

[1] 安部，沖田，田崎，日野，日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集，2A17.

[2] I. Natkaniec *et al.*, Physica B: Condensed Matter 350 (2004) E651 - E653.

*Yutaka Abe[1], Seiji Tasaki[1] and Masahiro Hino[2]

[1]Kyoto Univ.

産総研設置の小型電子加速器中性子施設の現状

Current status of a compact electron accelerator-driven pulsed neutron facility at AIST

*木野　幸一[1,2], 大島 永康[1,2], 小川 博嗣[1,2], O'Rourke Brian[1,2], 加藤 英俊[1,2], 黒田 隆之助[1,2], 佐藤 大輔[1,2], 宍戸 玉緒[2], 鈴木 良一[1,2], 清 紀弘[1,2], 田中 真人[1,2], 豊川 弘之[1,2], 友田 陽[1,2], 林崎 規託[1,2,3], 藤原 健[1,2], 古坂 道弘[1,2], 満汐 孝治[1,2], 室賀 岳海[2], 渡津 章[1,2], 帯名 崇[2,4], 濁川 和幸[2,4], 古川 和朗[2,4], 佐藤　節夫[2,4], 猪野　隆[2,4], 瀬谷 智洋[2,4], 大友 季哉[2,4], 神山 崇[2,4]

[1] 産総研, [2]ISMA, [3] 東工大, [4] 高エネ研

我々は産業利用を目的とした小型電子加速器中性子装置の構築を進めている。本装置は、電子加速器、中性子源、中性子ビームラインで構成され、パルス中性子ビームが利用できる。2019 年度にファースト中性子ビームが得られる予定であり、本装置の現状を報告する。

キーワード：パルス中性子ビーム，中性子源，電子加速器

1. はじめに

我々は ISMA（新構造材料技術研究組合）に参画し、自動車などの輸送機器の主要構造材料に用いられる金属などの革新的な新構造材料開発において、試料単体あるいは部材等に組みつけた状態での非破壊分析に用いるための小型電子加速器中性子施設の構築を進めている[1,2]。分析手法として、パルス中性子透過法によるブラッグエッジイメージングに特に着目しており、これに適した施設となるよう装置パラメータを最適化している。

2. 施設構築の進捗状況

本施設は主に、(1)電子加速器、(2)中性子源、(3)中性子ビームラインで構成される。(1)に関しては、現在電子銃や加速管のエージングおよび、ビーム輸送光学系の制御試験を行っている。(2)に関しては、電子ビームを照射して蒸発中性子を発生させるためのターゲットの設置、冷却水通水試験、電子ビームプロファイルモニタリングシステムの動作試験を行っている。また、蒸発中性子を熱中性子に減速するための固体メタン減速材装置の試験を行っている。中性子ビームの ON/OFF を制御するためのビームシャッター機構の正常稼働を確認した。(3)に関しては、試料や計測機器まわりの整備、PPS およびインターロックの試験を行っている。

3. まとめ

本施設は運用に向けた調整が着実に進んでおり、2019 年度にファースト中性子ビームが得られる予定である。本発表ではファーストビームとその利用に向けて進めている試験運転などの最新状況を報告する。

謝辞

この成果は、国立研究開発法人新エネルギー・産業技術総合開発機構(NEDO)の委託事業革新的新構造材料等研究開発の結果により得られたものです。

参考文献

[1] 産総研ニュース https://www.aist.go.jp/aist_j/news/au20170801.html

[2] K.Kino *et al*., Nuclear Inst. and Methods in Physics Research, A 927 (2019) 407–418.

---

*Koichi Kino[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2], Brian O'Rourke[1,2], Hidetoshi Kato[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Daisuke Satoh[1,2], Tamao Shishido[2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2], Masahito Tanaka[1,2], Hiroyuki Toyokawa[1,2], Yo Tomota[1,2], Noriyosu Hayashizaki[1,2,3], Takeshi Fujiwara[1,2], Furusaka Michihiro[1,2], Koji Michishio[1,2], Takemi Muroga[2], Akira Watazu[1,2], Takashi Obina[2,4], Kazuyuki Nigorikawa[2,4], Kazuro Furukawa[2,4], Setsuo Sato[2,4], Takashi Ino[2,4], Tomohiro Seya[2,4], Toshiya Otomo[2,4], Takashi Kamiyama[2,4]

[1]AIST, [2]ISMA, [3]Tokyo Tech, [4]KEK

J-PARC MLF BL06 における集光 TOF-MIEZE 分光装置の開発

Development of the TOF-MIEZE spectrometer with focusing mirrors at J-PARC MLF BL06

*船間　史晃[1]，日野　正裕[2]，小田　達郎[2]，遠藤　仁[3]，細畠　拓也[4]，山形　豊[4]，田崎　誠司[1]

[1]京大院工，[2]京大複合研，[3]KEK 物構研，[4]理研

中性子経路を厳密に制御できる回転楕円集光ミラーが開発された．この集光ミラーを用いた集光 TOF-MIEZE 分光装置の開発状況と J-PARC MLF BL06 VIN ROSE で行った最新の予備実験結果を報告する．

キーワード：中性子スピンエコー、MIEZE、回転楕円ミラー、中性子準弾性散乱、J-PARC

中性子共鳴スピンエコー分光法は、複数の共鳴スピンフリッパー(RSF)で中性子スピン位相を制御し、試料の中間散乱関数を測定するスピンエコー分光法である．その一つである MIEZE（Modulated IntEnsityby Zero Effort）分光法は、試料下流は検出器だけで構成でき、2 つの RSF を調整することで試料-検出器間距離を比較的自由に決定できる．MIEZE の実効振動数及び試料-検出器間距離に比例してエネルギー分解能が向上する．MIEZE 分光法は、小角散乱法や反射率法などの配置で中間散乱関数が測定可能なだけでなく、試料環境の自由度や偏極解析が可能といった魅力的な特長を持つ．しかし定常中性子源での利用は中性子経路に大変過敏であるため、ビームのアライメントや実効振動数の高周波化に困難が伴う．我々は、J-PARC のようなショートパルス中性子源で飛行時間（TOF）法を用いればその影響は大幅に軽減されることを実証した[1]．また最近実現した回転楕円集光ミラーを用いることで、試料集光による微小試料に対する実効中性子強度の増加と中性子経路補正による高エネルギー分解能化の両方が可能となる[2]．また、散乱中性子も集光するためビームサイズが小さく、偏極解析も比較的容易に行える。我々は実効振動数の高周波化と高 S/N 比が同時に実現可能な集光 TOF-MIEZE 分光装置の開発を行っている．

Fig.1 に J-PARC MLF BL06 で測定された集光 TOF-MIEZE シグナル, Fig.2 に Fig.1 のシグナルをフーリエ変換した結果を示す。2019 年春の年会では 16.5 kHz であった MIEZE 振動数が、RSF の位置を工夫することなどにより 108 kHz の MIEZE シグナルの観測に成功した．本発表では、このような最新の予備実験の結果を含めた、集光 TOF-MIEZE 分光法の装置の開発状況について発表する。

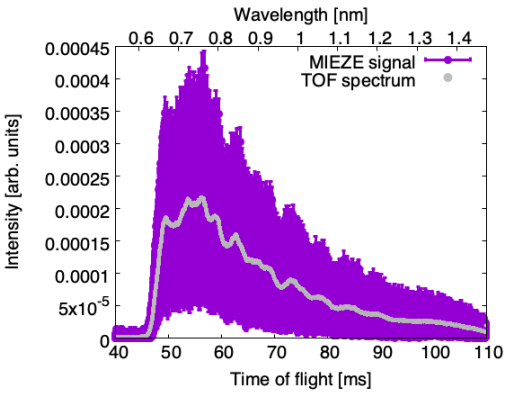


Fig.1 集光 TOF-MIEZE シグナル

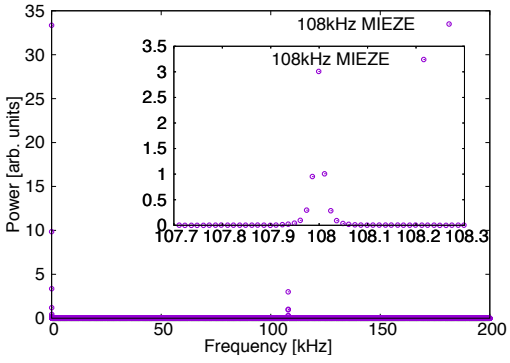


Fig.2 集光 TOF-MIEZE シグナルのパワースペクトル

参考文献

[1] T.Oda, et al., Review of Scientific Instruments 87(2016) 105124.

[2] T.Hosobata, et al., JPS Conference Proceedings 22(2018) 011010.

---

*Fumiaki Funama[1], Masahiro Hino[2], Tatsuro Oda[2], Hitoshi Endo[3], Takuya Hosobata[4], Yutaka Yamagata[4] Seiji Tasaki[1]

[1]Kyoto Univ., [2]KURNS, [3]KEK, [4]RIKEN

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies：202-4 Medical Use of Quantum Beam

Fri. Sep 13, 2019 11:05 AM - 11:55 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 2:05 AM - 2:55 AM UTC | Room N Common Education Bildg. 3F A32

[3N06-08] Medical Application 2

Chair:Masahiro Hino(Kyoto Univ.)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3N06] Development of a mapping technique for boron elements contained in a cell specimen using an analytical SEM with a microcalorimeter (1)

Peak identification of B K_α X ray

*Keisuke Maehata[1], Riichiro Nakamura[1], Kentaro Hirano[1], Kazuhiro Yasuda[1], Yumi Fukunaga[1], Masaki Kudo[1], Hiroki Tanaka[2] (1. Kyushu Univ., 2. KURNS)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3N07] A Study on Low Dose Exposure Energy-resolved CT with using a transXend Detector

*Ikuo Kanno[1], Yoshiki Yamashita[2] (1. Kyoto Univ., 2. Osaka Pref. Univ. Col. of Technol.)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3N08] Examination of Ac-225 Production Amount using an Electron Accelerator

*Takahiro Tadokoro[1], Yuichiro Ueno[1], Yuko Kani[1] (1. Hitachi)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

マイクロカロリーメータ分析 SEM による細胞試料ホウ素マッピング技術の開発(1) ホウ素特性 X 線ピークの同定

Development of a mapping technique for boron elements contained in a cell specimen using an analytical SEM with a microcalorimeter (1)
Peak identification of B Kα X ray

*前畑 京介[1]，中村 吏一朗[1]，平野 健太郎[1]，安田 和弘[1]，福永 裕美[1]，工藤 昌輝[1]，
田中 浩基[2]
[1]九州大学，[2]京大複合研

BNCT の高度化に必要とされる細胞内における ^{10}B 分布測定を目的としたマイクロカロリーメータ EDS 装置搭載 SEM による細胞試料ホウ素マッピング技術を開発している。マイクロカロリーメータ EDS によりエネルギー183 eV の B Kα X 線ピークを半値全幅 30 eV のエネルギー分解能で同定した。

キーワード：BNCT、マイクロカロリーメータ、EDS、元素分布マッピング

1. はじめに

ホウ素薬剤に含まれる ^{10}B と熱中性子との反応を利用してがん細胞を選択的に死滅させるホウ素中性子捕捉療法(BNCT)では、正常細胞へもホウ素薬剤の集積による殺効果が及んでいる。正常細胞損傷の低い BNCT ホウ素薬剤の開発には、細胞内における ^{10}B 分布の正確な測定法を確立する必要がある。我々は、超伝導転移端センサー型マイクロカロリーメータ EDS 装置搭載走査電子顕微鏡(TES-SEM)を用いて、軽元素特性 X 線の明確なピーク同定と数 10 nm の空間分解能での微細組織観察とを組み合わせた細胞試料ホウ素マッピング技術を開発している。TES-SEM によるホウ素マッピングでは、ホウ素薬剤を含む細胞試料の EDS 測定でエネルギー183 eV の B Kα X 線ピークの明確な同定が必要となる。本研究では、TES-SEM を用いてホウ素含有試料の EDS 測定を行なった。

2. ホウ素含有試料の EDS 測定

本研究では、TES-SEM による EDS 測定のホウ素含有試料として、電子銃用カソードフィラメントの六硼化ランタン(LaB_6)を選択した。TES-SEM の EDS で取得した LaB_6 試料の X 線エネルギースペクトルを Fig. 1 に示す。Fig. 1 の X 線エネルギースペクトルに明確に現れているピークは、B Kα X 線(183 eV)、 C Kα X 線(277 eV)、O Kα X 線(525 eV)、 La Mδ X 線(654 eV)、La Mβ X 線(854 eV)及び La Mδ X 線(1027 eV)にそれぞれ対応している。ピークは小さいが B Kα X 線のピークを半値全幅 30 eV のエネルギー分解能で同定した。

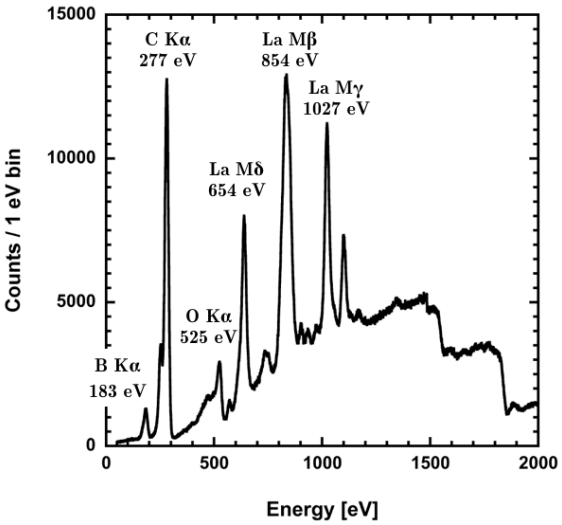


Fig. 1 TES-SEM の EDS 測定で取得した LaB_6 試料の X 線エネルギースペクトル

*Keisuke Maehata[1], Riichiro Nakamura[1], Kentaro Hirano[1], Kazuhiro Yasuda[1], Yumi Fukunaga[1], Masaki Kudo[1], and Hiroki Tanaka[2]
[1]Kyushu Univ., [2]KURNS

transXend 検出器を用いたエネルギー分解 CT 撮影における低被ばく化法の検討

A Study on Decreasing Dose Exposure in Energy-resolved CT with a transXend Detector

*神野郁夫[1]，山下良樹[2]
[1]京都大学，[2]府大高専

エネルギー分解 X 線コンピュータ断層撮影法のために transXend 検出器を開発した．空間分解能が高い 2 次元 transXend 検出器を実現するため X 線管出口の吸収体を交換する．被ばく量が増大する問題を解決するため，被検体の測定角度を変化させつつ吸収体を交換する方法を提案する．

キーワード：X 線，エネルギー分解 CT，電流モード測定，2 次元検出器，低被ばく

1. 緒言　X 線コンピュータ断層撮影(CT)において，X 線のエネルギー情報を実用的に利用するため，X 線を電流測定し解析によりエネルギースペクトルを得る transXend 検出器の開発を行ってきた[1]．transXend 検出器の 2 次元化について，フラットパネル検出器(FPD)と 2 種のリボン状吸収体を用いる方法を開発したが，空間分解能が不十分であった[2]．このため，X 線管出口に複数の吸収体を配置し交換する方法を提案したが，吸収体種類の数だけ CT 測定が必要となり被ばく量が多くなる問題がある．今回，吸収体交換 2 次元 transXend 検出器において，被ばく量を低減する方法を報告する．

2. 方法・実験　厚さ 1 mm のアクリル円盤に厚さ 0.1，0.2，0.3 mm の銅板を貼り，銅板なしを含め 4 種の吸収体を通過した X 線スペクトル(Ch1~4)を得た．被検体は内径 5 mm の穴を 4 つ有する直径 30 mm のアクリル円柱であり，穴にはポリテトラフルオロエチレン(PTFE)，空気，そして水(2 か所)を詰めた．用いた FPD (RadEye2)のピクセルは 48 μm×48 μm であり，1024×1024 の配列を持つ．被検体の同一角度を Ch1~4 で透過撮影するのではなく，被検体を回転させながら吸収体を交換することにより低被ばく化を図る．この手法を実証するため，Ch1~4 の X 線で被検体を 0～180 度まで 0.1 度ごとに透過撮影した．X 線管の管電圧は 120 kV，管電流は 2 mA，測定時間は測定点ごとに 1.5 秒とした．例えば Ch1～4 の測定を被検体角度 0～3 度と 1 度ごと変化させ，透過撮影データを選択し，解析を行い CT 画像を作成した．

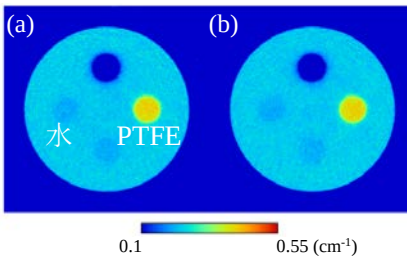


図 1．本文(a)，(b)の方法で測定した CT 画像．

3. 結果　図 1 に(a)被検体同一角度で Ch1~4 で測定した場合，(b)Ch ごとに被検体を 1 度回転させた場合について，60 keV の X 線光子数を用いて再構成した CT 画像を示す．図 2 に PTFE と水を通る直径上の CT 値(60 keV の X 線に対する線減弱係数)プロファイルを示す．水，アクリル，PTFE の線減弱係数の文献値[3]は，それぞれ 0.206，0.228，0.407 (cm^{-1})であり，(a)，(b)の測定ともよく一致している．直径 30 mm の被検体では，1 度ごとに吸収体を交換した測定でも正確な物質識別が可能である．今後，人体サイズの被検体についても検討を行う．

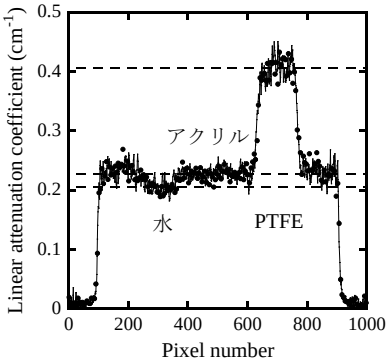


図 2.　(a)実線，(b)点の方法で測定した 60 keV の X 線に対する線減弱係数プロファイル．

[1] I. Kanno, et al., J. Nucl. Sci. Technol., **45**, 1165-1170 (2008). [2] I. Kanno, et al., J. Nucl. Sci. Technol., **53**, 258-262 (2016), lbid., **54**, 22-29 (2017). [3] E. B. Saloman, et al., NIST, **37**, NBSIR-86-3431 (1986).

*Ikuo Kanno[1], Yoshiki Yamashita[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Osaka Pref. Univ. Col. of Tech.

電子線形加速器を利用した Ac-225 製造量の検討

Examination of Ac-225 Production Aount using an Electron Accelerator

*田所 孝広[1]，上野雄一郎[1]，可児 祐子[1]
[1]日立製作所 研究開発グループ

アルファ線内用療法(TAT:Targeted Alpha Therapy)用核種である Ac-225 に関して，小型高製造効率化が期待される電子線形加速器を利用した製造量をシミュレーションにより評価したので，その結果を報告する。

キーワード：アルファ線内用療法，医療用放射性核種，Ra-226，Ac-225，電子線形加速器

1. 緒言

現在，TAT に関する研究開発が世界中で進められつつある。TAT 用核種として有望な Ac-225 は，現状，Th-229 からの崩壊により製造されているが，製造量が少なく，加速器による製造が望まれている。

2. Ac-225 製造量評価

2-1. シミュレーション体系

シミュレーション体系の一例を図 1 に示す。電子線形加速器からの電子ビーム(エネルギ 35MeV，電流値 1mA)を厚さ 2mm のタングステン板(W 板)に照射し，発生した制動放射線を，W 板のすぐ後段に設置した Ra-226(円柱状：10mmφ×10mmt)に照射することにした。

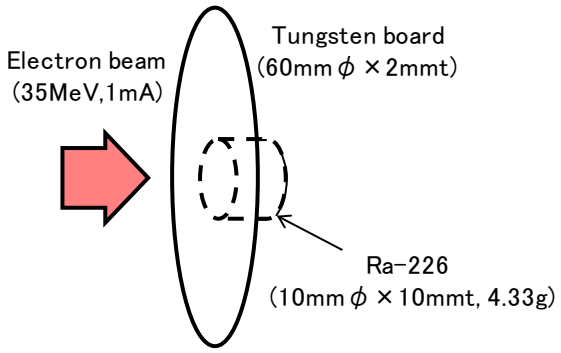


図1 シミュレーション体系の一例

2-2. 製造量評価

PHITS コード[1]で計算した Ra-226 原料中の制動放射線分布と，Ra-226(γ,n)Ra-225 の理論断面積[2]を用いて Ra-225 の製造量を導出した。Ra-225 のβ崩壊(半減期 14.9 日)により生成する Ac-225(半減期 10.0 日)の製造量を，Ra-225 の製造量をもとに評価した。

3. 結果・考察

図 2 に製造量評価結果の一例を示す。照射とともに Ra-225 の製造量が増加し，それに遅れて Ac-225 の製造量が増加する。20 時間の照射により，約 2,860 人分の治療に必要な量にあたる 51.5GBq の Ac-225 を製造できることがわかった。

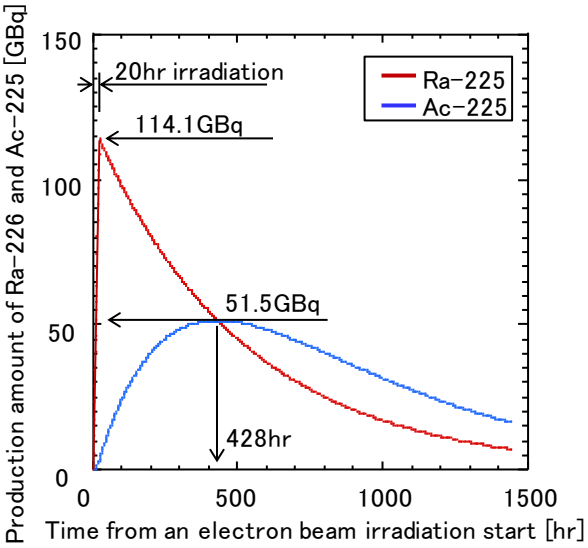


図2 製造量評価結果の一例

参考文献

[1] Tatsuhiko Sato, et al., Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 54, 617-635 (2017)

[2] A.J.Koning and D. Rochman,“TENDLE-2012”, NRG, Petten, 11 January (2013)

*Takahiro Tadokoro[1],Yuichiro Ueno[1],Yuko Kani[1]

[1]Hitachi, Ltd. Research & Development Group.

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

Fri. Sep 13, 2019 9:45 AM - 10:35 AM JST | Fri. Sep 13, 2019 12:45 AM - 1:35 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[3O01-03] Reactor Inspection and Maintenance 1

Chair:Isobe Yoshihiro(NFI)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3O01] Microstructural analysis on RPV steels irradiated in PWR

(1)Solute cluster analysis by atom probe tomography

*Hisashi Takamizawa[1], Kuniki Hata[1], Yutaka Nishiyama[1], Takeshi Toyama[2], Yasuyoshi Nagai[2] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3O02] Microstructural analysis on RPV steels irradiated in PWR

(2)Analysis of grain-boundary phosphorus segregation by Auger electron microscopy

*Kuniki HATA Hata[1], Yasuyoshi Nagai[2], Yutaka Nishiyama[1] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3O03] Research on ASR diagnosis and inhibition flow for ASR potential evaluation

*Junji Eto Eto[1], Shoichi Ogawa[2], Kazutoshi Shibuya[2], Go Igarashi[4], Ippei Maruyama[3], Kazuo Yamada[5] (1. MRI, 2. THC, 3. Natoya Uni., 4. Tohoku Uni., 5. NIES)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

PWR で照射された原子炉圧力容器鋼の微細組織分析
(1)三次元アトムプローブを用いた溶質原子クラスタ分析

Microstructural analyses on RPV steels irradiated in PWR

(1) Solute cluster analysis by atom probe tomography

*髙見澤 悠[1]、端 邦樹[1]、西山 裕孝[1]、外山 健[2]、永井 康介[2]

日本原子力研究開発機構[1]，東北大金研[2]

原子炉圧力容器(RPV)鋼の照射脆化に関し、国内の加圧水型原子炉(PWR)で照射された RPV 鋼を用いて、Cu 及び Si の含有量が溶質原子クラスタの数密度、大きさ、組成に及ぼす影響を評価した。

キーワード：原子炉圧力容器鋼，照射脆化，三次元アトムプローブ，溶質原子クラスタ

1. 緒言

原子炉圧力容器鋼の照射脆化は、ナノスケールでの溶質原子クラスタの形成や転位ループ等のマトリックス欠陥の形成等の微細組織変化が要因と考えられており、国内では微細組織変化に影響する化学成分として Cu と Ni 含有量を考慮した脆化機構に立脚した脆化予測式が用いられている[1]。一方、報告者らによる国内照射データの最新のベイズ統計による評価によれば、高照射量領域において Cu、Ni に加えて Si が関連温度移行量に影響することが示唆された[2]。本研究では、脆化メカニズムをより精緻に理解することを目的として、Cu 及び Si 含有量が中性子照射によって形成される溶質原子クラスタの数密度、直径やクラスタの組成に及ぼす影響について分析した。

2. 実験方法

国内 PWR で照射された RPV 鋼に対して三次元アトムプローブ(APT)を用いて溶質原子クラスタ分析を行った。分析サンプルは Cu と Si の含有量の範囲が広くなるよう、高 Cu 及び低 Cu 材のそれぞれに対して Si 含有量が高いものと低いものを選定した。APT 測定用の針状試料は集束イオンビームを用いて製作し、測定は CAMECA 社製の LEAP4000X-HR を用いて行った。

3. 結果

図 1 に PWR で照射されたサンプルの溶質原子クラスタの数密度と Si 含有量の関係を示す。高 Cu 材では Si 含有量の影響がほとんど見られないのに対して、低 Cu 及び中 Cu 材では Si 含有量が高いほどクラスタ数密度が大きい傾向にあった。また、図 2 のクラスタ中に含まれる Cu、Si 原子数と全溶質原子数との関係から、クラスタ中の Cu と Si 原子数の和は Cu 含有量に依らず一定であり、低 Cu 材でクラスタに占める Si の比率が高くなっていた。一方で、Ni や Mn については Cu との相関は見られなかった。以上のことから、低 Cu 材においてはクラスタの形成核に Si 原子が寄与していることが考えられる。

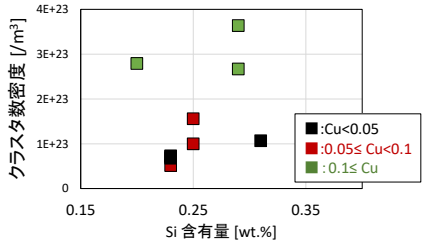


図 1 溶質原子クラスタの数密度と Si 含有量の関係

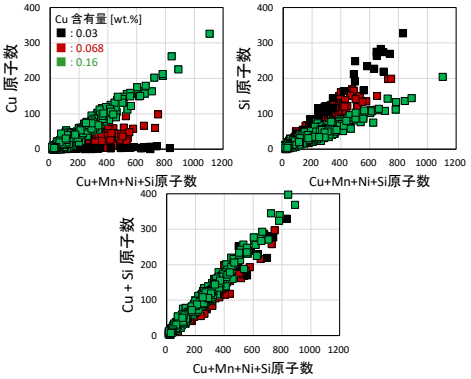


図 2 溶質原子クラスタに含まれる Cu、Si 原子数

謝辞：本研究は、平成 29 年度の原子力規制庁からの受託事業「軽水炉照射材料健全性評価研究」の成果の一部である.

参考文献:

[1] 日本電気協会 電気技術規程 JEAC4201-2007 [2013 年追補版].

[2] H. Takamizawa, et al., PVP2016-63822.

*Hisashi Takamizawa, Hata Kuniki, Yutaka Nishiyama, Japan Atomic Energy Agency

Takeshi Toyama, Yasuyoshi Nagai, Institute for Materials Research, Tohoku University

PWR で照射された原子炉圧力容器鋼の微細組織分析
（2）オージェ電子分光を用いた粒界リン分析

Microstructural analysis on RPV steels irradiated in PWR

(2) Analysis of grain-boundary phosphorus segregation by Auger electron microscopy

*端 邦樹[1]，永井 康介[2]，西山 裕孝[1]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 東北大金研

国内の加圧水型原子炉(PWR)で照射された原子炉圧力容器(RPV)鋼を用い、粒界へのリン(P)偏析量の照射による変化を調べた。

キーワード：原子炉圧力容器，粒界脆化，リン，オージェ電子，照射脆化

1. 緒言

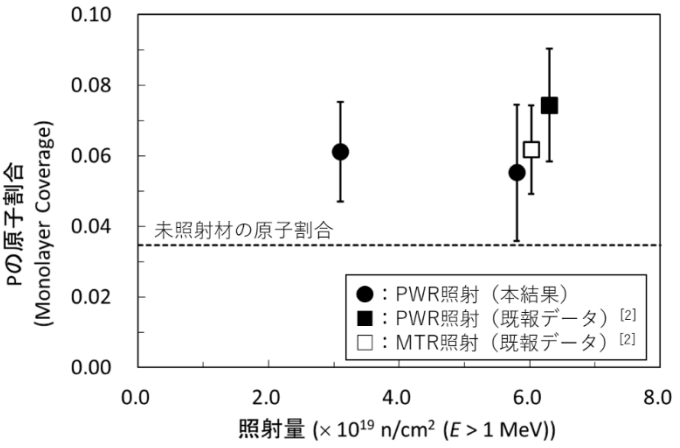
原子炉圧力容器鋼の照射脆化メカニズムとして、溶質原子クラスタやマトリックス損傷の形成及び粒界への P の偏析が考えられているが、現行の脆化予測法では P の偏析の脆化への寄与は考慮されていない。本研究では、国内軽水炉用の RPV 鋼における粒界脆化の顕在化の可能性について調べるため、国内 PWR において高照射量領域まで照射された RPV 鋼を用い、粒界における P 偏析量の照射による変化を調べた。

2. 実験方法

国内 PWR(照射速度：約 1×10^{11} n/cm^2 s)で高照射量領域($3-6\times 10^{19}$ n/cm^2)まで照射された RPV 鋼(P 含有量 0.007wt.%)及びその未照射材に対して粒界偏析元素の分析を行った。高真空中で冷却破断されたサンプルの粒界面を 20 箇所程度抽出し、オージェ電子分光(AES)法により粒界でのオージェ電子スペクトルを測定し、Fe に対する P の信号強度の比率から、P 偏析量を粒界面に占める P の原子割合(monolayer coverage)をとして求めた[1]。

3. 結果

図 1 に本研究により取得した P 偏析量と照射量との関係を示す。図中には PWR と MTR で照射された同一材料の既報データを合わせて掲載した[2]。P 偏析量は照射により増加し、その後の照射量の増加に対してはほぼ一定値となった。MTR 照射材(照射速度：約 5×10^{12} n/cm^2 s)の結果は、PWR 照射材と同程度の P 偏析量を示し、有意な照射速度の影響は見られなかった。発表では、P 含有量が異なるサンプル(0.010, 0.012wt.%)についての分析結果も含めて、粒界脆化が顕在化の可能性について評価した結果を報告する。



謝辞：本研究は、平成 29 年度の原子力規制庁からの受託事業「軽水炉照射材料健全性評価研究」の成果の一部である。

参考文献

[1] Briggs and Seah, Practical Surface Analysus 2nd Edition, Volume 1 – Auger and X-ray Photoelectron Spectroscopy, 1983.

[2] 西山ら、原子力学会 2010 秋の大会.

*Kuniki Hata[1], Yasuyoshi Nagai[2] and Yutaka Nishiyama[1] ([1]JAEA, [2]Tohoku Univ.)

ASR ポテンシャル評価のための診断方法の検討

Research on ASR diagnosis and inhibition flow for ASR potential evaluation

*江藤 淳二[1],小川 彰一[2],渋谷 和俊[2],五十嵐 豪[3],丸山 一平[4],山田 一夫[5]

[1]三菱総合研究所，[2]太平洋コンサルタント，[3]東北大学，[4]名古屋大学，[5]国立環境研究所

2014 年に旧 JNES が提案したコンクリート構造物に生じたアルカリ骨材反応の診断フロー（案)では，ASR が疑われるようなコンクリート部材に対して，必要に応じてコアを採取し，各種岩石学的評価およびコアの促進膨張試験を行うことが提案されている。本研究では、提案されている岩石学的評価の適用性検証を目的として、劣化進行段階の異なる各種の試験体より採取したコアを対象に，各種実施した試験結果の比較を行った。

キーワード：Accelerated expansion test, Alkali-aggregate reaction, Aggregate, Concrete core

1. 緒言

旧原子力安全基盤機構（JNES）では原子力用コンクリートに関して、国内外の最新知見に基づきコンクリート構造物に生じたアルカリ骨材反応の診断フロー（案)を提案している。本フローでは、ASR が疑われるようなコンクリート部材に対して，必要に応じてコアを採取し，各種岩石学的評価およびコアの促進膨張試験を行うことが提案されている。そこで、本研究では、劣化進行段階の異なる各種試験体より採取したコアを用いて，コアの外観観察およびコンクリート薄片観察などを行い、提案されている岩石学的評価の有効性を評価した。

2. 実験

岩石学的評価の有効性を確認するために、骨材種類（急速膨張性骨材 TO 及び遅延膨張性骨材 WI）及びアルカリ総量（3.0kg/m³、5.5kg/m³）が異なる試験体から採取したコアを用いて、劣化進行段階（初期、中期、後期）の異なるコア試験体を作製した。劣化進行段階の設定条件を Table 1 に示す。コンクリート試験体の膨張率に応じて劣化進行段階の条件を設定し、コア試験体に対して各種岩石学的評価を実施した。

Table 1 劣化進行段階の設定条件

劣化進行段階	設定条件
初期	ASR 反応が進んでいない状態 ・ある程度の強度発現がないとコアを採取できないため、成形直後ではなく、20℃で 2 週間養生後とした。
中期	ASR 反応がある程度進行した状態 ・膨張率が 0.1%強程度に達した状態（後期の約 1/2 の膨張率）。
後期	ASR 反応が収束した状態 ・膨張が 0.2～0.3%（中期の約 2 倍）に達した状態（膨張が飽和に達する期間）。

分類	方法	必要な装置	必要な技術、ノウハウ
外観観察	可視光源下での展開写真	コンクリートカッター、切断面撮影装置	ASR の特性を把握し、ASG を観察できる試料の調整と観察力
	UV 光源下での展開写真（蛍光法*）	ASG 蛍光反応試薬、切断面撮影装置、254nmUV 光源、暗箱（暗室）	標準的な方法は無く技術ノウハウの蓄積が必要
	実体顕微鏡観察	実体顕微鏡	
岩石学的試験	コア XRD	粉末 X 線回折装置、結晶構造データベース	コンクリートからの骨材分離
	岩種構成定量（粗骨材、細骨材）	切断面撮影装置、画像処理装置	岩石学的知識、経験
	薄片偏光顕微鏡観察	コンクリートカッター、研磨装置、偏光顕微鏡	岩石学的知識、コンクリート材料の知識、経験
	薄片スキャナ*	撮影装置	岩石学的知識、コンクリート材料の知識、経験
	薄片 SEM 観察/EDS 分析	偏光顕微鏡、SEM/EDS	鏡面研磨技術、岩石学的知識、電子顕微鏡観察・組成分析技術、コンクリート材料の知識、経験
アルカリ収支計算		偏光顕微鏡、SEM/EDS、元素定量分析機器	岩石学的知識、コンクリート材料の知識、セメント化学知識、化学分析技術、経験
コア空隙水分析*		載荷装置、圧搾抽出治具、元素定量分析機器	圧搾技術、圧搾水の取扱い法、抽出液化学分析技術
コアの促進膨張試験 ・JCI-DD2 法 ・アルカリ溶液浸漬法		恒温恒湿器、容器類、長さ変化測定装置、薬品	コンクリート試験技術、薬品類取扱い技術

*：診断方法として追加した試験項目

Figure.1 に作製した劣化進行段階の異なるコア試験体に対して実施した岩石学的評価の方法を示す。ASR 診断方法への有効性を検討した結果、各種試験に課題（技術者の熟練度に依存等）はあるものの全ての A SR 診断方法に対して有効性が確認された。本研究の結果を踏まえて、コンクリート構造物の維持保全に係る資源（コスト、時間など）と ASR 診断方法の詳細度のバランスを考慮した ASR による劣化段階に応じた ASR 診断フロー（案）を提案した。

本研究は，原子力規制庁「平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（高経年化技術評価高度化（アルカリ骨材反応によるコンクリート構造物の長期健全性評価に関する研究)）事業」における成果の一部である。本研究の内容は原子力規制庁の見解を示すものではない。

Fig.1 有効性を評価した診断方法

*Junji Etoh[1], Shoichi Ogawa[2], Kazutoshi Shibuya[2], Go Igarashi[3], Ippei Maruyama[4], Kazuo Yamada[5]

[1]MRI, [2]THC, [3]Tohoku Univ. [4]Nagoya Univ., [5]NIES,

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

Fri. Sep 13, 2019 10:35 AM - 12:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[3O04-08] Reactor Inspection and Maintenance 2

Chair:Takuo Okamoto(CRIPEI)

10:35 AM - 10:50 AM JST | 1:35 AM - 1:50 AM UTC

[3O04] Development of nondestructive inspection system for soundness diagnosis of FRP material

*Hiroaki Fujiyoshi[1], Motomu Ishii[1], Yoshihiro Isobe[1], Takatoshi Kawashima[2], Chihiro Urashima[3], Takayuki Oka[3], Tadashi Magari[3] (1. NFI, 2. KEB, 3. KEPCO)

10:50 AM - 11:05 AM JST | 1:50 AM - 2:05 AM UTC

[3O05] Development of nondestructive inspection system for soundness diagnosis of cable insulating material (3)

*Motomu Ishii[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Yoshihiro Isobe[1], Takatoshi Kawashima[2], Chihiro Urashima[3], Tadashi Magari[3], Takayuki Oka[3] (1. NFI, 2. KEB, 3. KEPCO)

11:05 AM - 11:20 AM JST | 2:05 AM - 2:20 AM UTC

[3O06] Study on Ultrasonic Testing Conditions for an Axial Flaw in a Taper of an Elbow on Weld Piping

*Ryuichi ICHIKI[1], Shoichi TSUTSUMIDA[2], Ken ENDOH[2], Shigeyuki MATSUBARA[2], Junichi KITASAKA[2] (1. INSS, 2. Non-Destructive Inspection Co.,LTD.)

11:20 AM - 11:35 AM JST | 2:20 AM - 2:35 AM UTC

[3O07] Advanced Computerization of Digital Hammering Inspection 2

*Yoshihiro Isobe[1], Takashi Matsunaga[1], Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Motomu Ishii[1], Sho Kuwajima[1], Tomonori Yamada[2], Shinobu Yoshimura[2] (1. Nuclear Fuel Industries ltd., 2. The University of Tokyo)

11:35 AM - 11:50 AM JST | 2:35 AM - 2:50 AM UTC

[3O08] Approach to Diagnosis of Check Valves 2

Susumu Miura[2], Morio Kudou[2], Kouzou Hattori[2], *Ryota Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Yoshihiro Isobe[1] (1. Nuclear Fuel Industries,Ltd., 2. JFNL)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

FRP の健全性診断技術開発

Development of nondestructive inspection system for soundness diagnosis of FRP materials

*藤吉 宏彰[1]，石井 元武[1]，礒部 仁博[1]，川島 崇利[2]，浦島 千裕[3]，岡 隆之[3]，鈎 忠志[3]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]関西電子ビーム株式会社，[3]関西電力株式会社

FRP の放射線による劣化の非破壊的検出が可能で、検査員の熟練度に依存しない客観性、記録性のある AE(Acoustic Emission)センサを用いた打音検査システムを開発して、実用化を目指している。

キーワード：非破壊検査、FRP、AE センサ、打音検査

1. 緒言

繊維強化プラスチック（FRP）は軽量かつ高強度、耐食性に加え、耐放射線性にも優れた性質を有するものがあるが、その劣化挙動は未だ解明されていないことが多い。今後、原子力施設での適用拡大が期待されることから、筆者らは FRP 試験体を対象にした AE センサを用いた打音検査により、放射線による FRP の劣化検出を非破壊的に試みた。

name	Fiber	Matrix	Size(mm)	Sample
GF	glass	PEEK	φ16 L=200	
CF	carbon			

図 1　FRP 試験体

2. 放射線照射

図 1 の FRP 試験体について、1 回あたり 1kGy（軽水炉通常運転模擬）、30kGy（SA 模擬）の 2 通りの照射方法で照射した。線量は SA 環境を考慮し、最大 2,000kGy まで段階的に設定した。

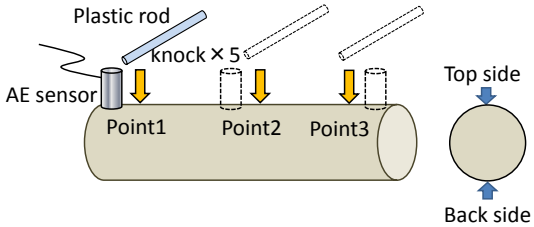


図 2　AE 打音検査要領

3. AE 打音検査

AE 打音検査は AE センサにより検査対象の状態（重量や形状、周囲からの拘束）を検出し、対象の健全性を評価する手法である[1]。図 2 に示す要領で各計測点を 5 回打撃して得られる信号波形を高速フーリエ変換（FFT）し、平均化処理することで周波数分布を得た。照射による固有周波数の変化量は、図 3 のとおり繊維間で異なる傾向を示した。ガラス繊維は線量増加に伴い固有周波数の有意な低下傾向が認められた。一方、炭素繊維は明確な傾向が認められず、後者が耐放射線性で優れていた。これは繊維と樹脂の界面における接着が CFRP より GFRP の方が弱いためと解釈される。CFRP は母材樹脂のアンカー効果による物理的寄与が大きいのに対し、GFRP はシランカップリング処理などの化学的修飾が容易に放射線による剥離を招くためとされている[2]。

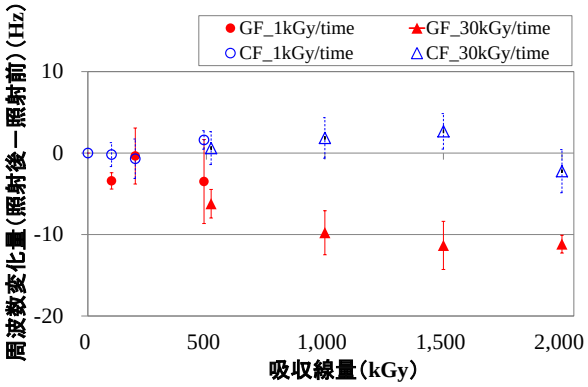


図 3　吸収線量と固有周波数の関係

4. 結論

GFRP の放射線による劣化を、ガラス繊維と樹脂の界面剥離によるヤング率の低下として AE 打音検査により非破壊的に検出可能な見込みを得た。

参考文献

[1]匂坂ら“AE ｾﾝｻを用いた打音検査によるﾎﾞﾙﾄの健全性、施工品質点検ｼｽﾃﾑの開発” 日本原子力学会 2017 年秋大会
[2]宇田川ら“繊維強化ﾌﾟﾗｽﾁｯｸの放射線劣化に及ぼす繊維の影響”高分子論文集, Vol. 49, No.6, pp.551-553(Jun., 1992)

*Hiroaki FUJIYOSHI[1],Motomu Ishii[1],Yoshihiro ISOBE[1], Takatoshi KAWASHIMA[2],Chihiro URASHIMA[3],Takayuki OKA[3],Tadashi MAGARI[3]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]Kansai Electron Beam Co., Ltd. [3]Kansai Electric Power Co., Inc.

ケーブル絶縁材の健全性診断技術開発（３）

Development of nondestructive inspection system for soundness diagnosis of cable insulating material (3)

*石井 元武[1]，藤吉 宏彰[1]，礒部 仁博[1]，川島 崇利[2]，浦島 千裕[3]，岡 隆之[3]，鈎 忠志[3]
[1]原子燃料工業株式会社，[2]関西電子ビーム株式会社，[3]関西電力株式会社

筆者らはこれまでにケーブル絶縁材の照射劣化に対する健全性診断を目的として、電子線照射されたケーブル試験体への AE(Acoustic Emission)センサを用いた打音検査（以下、「AE 打音検査」）の適用性を検討してきた。本研究では、AE 打音検査で得られるケーブルの周波数と絶縁材の引張試験結果から得られるヤング率に正の相関を認め、AE 打音検査によるケーブル絶縁材の照射劣化検出の可能性を見出した。

キーワード：非破壊検査、ケーブル、絶縁材、照射劣化、AE、打音検査

1. 緒言

原子力発電所で使用されるケーブルの多くには、絶縁材として高い電気絶縁性をもつ高分子材料が利用されているが、それらは熱や放射線により次第に絶縁性能が低下する[1]。これを受け、筆者らは電子線照射されたケーブル試験体に対して、AE 打音検査による絶縁材の健全性診断を非破壊的に試みている。

2. 放射線照射と AE 打音検査

図 1 に示すケーブル試験体(C-4,C-5)に最大 2000kGy まで電子線照射した後、AE 打音検査した（図 2)。それにより得られるケーブル試験体の周波数スペクトルの内、最も周波数の低いピーク周波数（以下、「評価ピーク周波数」という。）を評価に用いた。

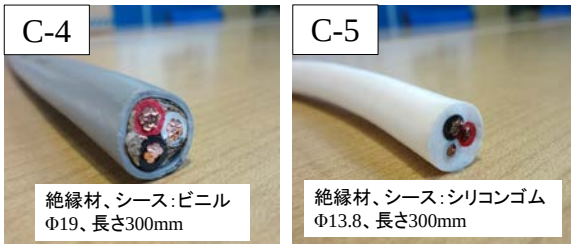


図 1　ケーブル試験体

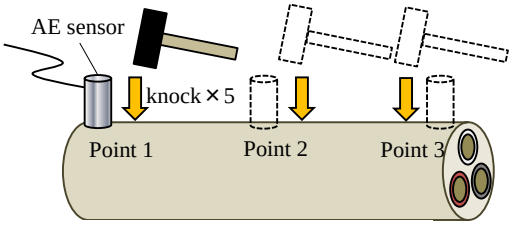


図 2　AE 打音検査要領

3. AE 打音検査と引張試験

照射後のケーブル試験体から絶縁材を抜き取り、引張試験を行った。AE 打音検査で得られた評価ピーク周波数と、絶縁材の引張試験で得られたヤング率の関係を図 3 で示す。ケーブル試験体を梁とみなした場合、その曲げ振動の周波数 fn は次式で表されることから[2]、2 次の多項式で近似した結果を図 3 中の実線および破線に示す。どちらのケーブル試験体も評価ピーク周波数とヤング率に良い相関が認められた。なお、C-5 は 0-500kGy の範囲で近似した。

$$f_n = \frac{1}{2\pi}\frac{\lambda_n^2}{\ell^2}\sqrt{\frac{EI}{\rho A}}$$

n：振動系のモード次数、ℓ：ケーブル長(m)、
λ：境界条件、E：ヤング率(MPa)、I：断面 2 次モーメント(m^4)、ρ：密度(kg/m^3)、A：断面積(m^2)

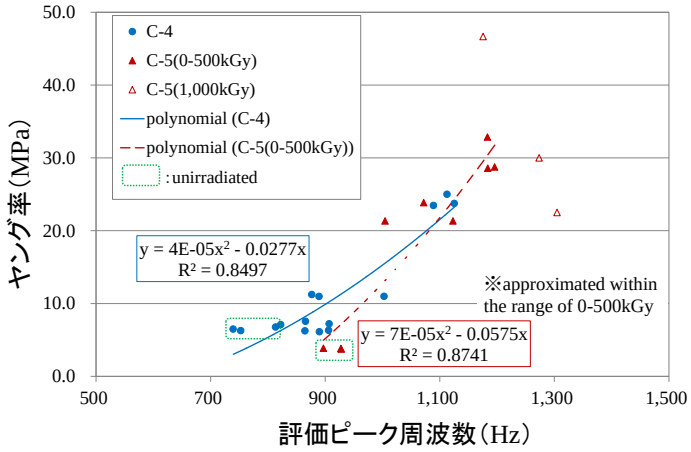


図 3　評価ピーク周波数とヤング率の関係

4. 結論

ＡＥ打音検査により、電子線照射によるケーブル絶縁材の機械的特性（ここではヤング率）の低下傾向を確認することができた。今後、ケーブル絶縁材の照射劣化時の照射環境（温度、湿度依存性についても評価する予定である。

参考文献

[1] JAEA-Review 2012-027　“ケーブル絶縁材料の経年劣化研究”
[2] 末岡淳男，金光陽一，近藤孝広：機械振動学, pp122-127, 朝倉書店, 2000

*Motomu ISHII[1], Hiroaki FUJIYOSHI[1], Yoshihiro ISOBE[1], Takatoshi KAWASHIMA[2],Chihiro URASHIMA[3],Takayuki OKA[3],Tadashi MAGARI[3]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]Kansai Electron Beam Co., Ltd. [3]Kansai Electric Power Co., Inc.

配管溶接部エルボテーパ部の超音波探傷試験条件の検討

Study on Ultrasonic Testing Conditions for an Axial Flaw in a Taper of an Elbow on Weld Piping

*市来 隆一[1]，堤田 正一[2]，遠藤 賢[2]，松原 重行[2]，北阪 純一[2]
[1]（株）原子力安全システム研究所，[2]非破壊検査（株）

配管のエルボテーパ部では探触子を走査できない．その走査不可範囲下部の軸方向欠陥に対して，斜めから超音波を入射した場合の検出の可能性について超音波探傷シミュレーションにより検討した．

キーワード：超音波探傷試験，鋳造ステンレス鋼，一次冷却材管，PWR，フェーズドアレイ技術，スキュー角，走査不可範囲，超音波探傷シミュレーション，有限要素解析，疲労き裂

1. 緒言

PWR の一次冷却材管等に使用されている鋳造ステンレス鋼は，超音波の散乱や減衰が大きく超音波探傷試験は困難とされていたが，著者らは大型 2 振動子探触子を用いた自動超音波探傷装置を開発した[1] [2]．しかし，この探触子を走査できないエルボ傾斜部直下にある軸方向欠陥は探傷できない．欠陥面の凹凸により生じる散乱波を想定し，走査不可範囲下部にある軸方向欠陥に対し，分割型マトリクスアレイ探触子を用いて斜めから超音波を入射した場合の欠陥検出の可能性について超音波探傷シミュレーションにより検討した．

2. 想定欠陥位置と探触子位置の選定

探触子がエルボ傾斜部に接近できる限界の位置にあるとき，探触子から欠陥が最も遠い位置となるよう配管溶接部の形状および欠陥の位置を想定した．周方向に走査する探触子の各点で，探触子の中心と欠陥の中心点を幾何的に計算し，「欠陥面に対して垂直に近い条件」としてスキュー角 30°および「路程が短い条件」としてスキュー角 80°の２つの探触子位置を選定した．

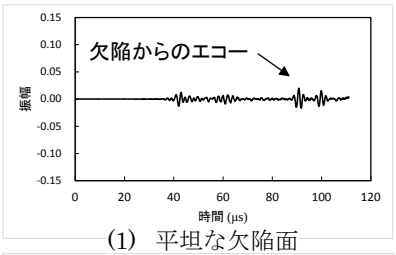
3. 超音波探傷シミュレーション

3-1. 解析方法・条件

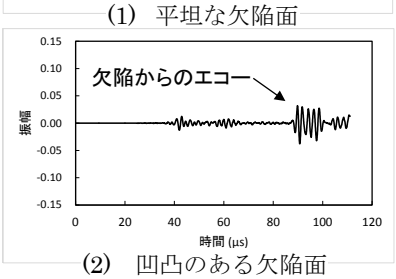
欠陥面に対して斜めから超音波を入射し欠陥からのエコーを検出する超音波伝搬解析を実施し，解析結果として２つの探触子位置からの受信信号波形を得た．材料は等方均質材，材料減衰無しとし，欠陥の形状は半楕円，欠陥面が平坦な欠陥と欠陥面に凹凸がある欠陥を作成した．

3-2. 解析結果

２種類のスキュー角の条件で，いずれも欠陥面からのエコーと判断できた．また，スキュー角 30°の場合，凹凸のある欠陥面からのエコーは平坦な欠陥面からのエコーより振幅が大きいことがわかった．



(1) 平坦な欠陥面



(2) 凹凸のある欠陥面

図 1 解析結果 受信信号波形の例（スキュー角 30°）

4. 結論

超音波探傷シミュレーションの結果，走査不可範囲下部にある軸方向欠陥を斜めから探傷できる可能性と，欠陥として想定する疲労き裂の様な欠陥面の凹凸による散乱波を検出できる可能性を見いだした．

参考文献

[1] 黒住保夫，“鋳造ステンレス鋼の超音波探傷検査技術の開発”，*INSS JOURNAL Vol. 7*, PP. 159-171(2000)
[2] 黒住保夫，“新開発自動超音波探傷システムを用いた鋳造ステンレス鋼中の欠陥検出感度およびサイジング特性”，*INSS JOURNAL Vol. 11*, PP. 182-197(2004)

*Ryuichi Ichiki[1], Shoichi Tsutsumida[2], Ken Endoh[2], Shigeyuki Matsubara[2] and Junichi Kitasaka[2]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, [2]Non-destructive Inspection Co., LTD.

デジタル打音検査技術の高度情報化　2

Advanced computerization of Hammering Inspection

*礒部 仁博[1]，松永 嵩[1]，小川 良太[1]，匂坂 充行[1]，藤吉 宏彰[1]，栗島 翔[1]，石井 元武[1]，
山田 知典[2]，吉村 忍[2]
[1]原子燃料工業，[2]東京大学

原子力発電所、トンネル、橋梁、高層ビル等ではコンクリート基礎・構造物の安全性、経年変化、施工品質の評価が重要になるが、AE センサを用いたデジタル打音検査と AI・シミュレーション技術を組み合わせることにより、コンクリート内部構造を診断する技術開発を進めている。

キーワード：デジタル打音検査、AI、高度情報化、保全最適化、コンクリート

1. 緒言

原子力発電所の高経年化が進み、各種設備の健全性を簡便に診断する技術が望まれる。また、地震直後においても各種設備の健全性確認が重要となる。前報では原子力発電所で設備の固定に多用されているあと施工アンカに対し、AE センサを用いたデジタル打音検査（以降、AE 打音検査）から得られた定量的なデータ群を保全計画に最適に反映することを目的に、多次元可視化と AI 機能を有する Dr.Design を用いた高度情報化アプローチを報告した。本報ではコンクリート基礎・構造物に対する AE 打音検査と AI・シミュレーション技術の統合的活用により、コンクリート内部構造を診断するアプローチを報告する。

2. AE 打音検査と AI・シミュレーション技術の統合的活用によるコンクリート内部構造診断

AE 打音検査によるコンクリート内部構造診断は以下の手順で実施する。

(1) 実験的 DB 構築

代表的な施工不良、経年劣化を模擬したモックアップ試験により AE 打音検査データを DB 化する。

(2) AI・シミュレーション技術による順解析大規模 DB 化

AE 打音検査の FEM シミュレーションモデルを、実験的 DB で検証する。その後、FEM シミュレーションの各種パラメータ（コンクリート強度、ひび割れ深さ、内部空洞サイズ等）と FEM シミュレーションで得られる AE 打音検査データを AI で学習、検証しながら、「順解析」により DB を大規模化する。

(3) 逆解析モデルの構築と適用性検証

AE 打音検査によるコンクリート表面での複数点測定データとコンクリート内部構造を AI で学習して、AE 打音検査により内部構造を診断する「逆解析」モデルを構築する。その後、現場での実証試験によりその適用性や評価精度を確認する。

3. 結果

上記、(2) AI・シミュレーション技術による順解析大規模 DB 化、並びに、(3) 逆解析モデルの構築と適用性検証の例を示す。コンクリート構造物の AE 打音検査をシミュレーションする時刻歴応答解析により、中央部にサイズが異なる空洞が存在するケースを事前解析する。図 1 には内部空洞サイズをφ30、50、100mm 等と変化させ、打音検査を実施（打撃付与）した場合に得られる周波数分布を示している。FEM シミュレーションの入力情報と解析結果として得られる固有周波数との関係を AI で学習することにより、解析を実施していない条件（図 1 の例ではφ70mm）における固有周波数（4410Hz）を「順解析」結果として得た。逆に、実測で得られた固有周波数 4500Hz から、内部に存在する空洞をφ65mm と「逆解析」結果として推定した。

コンクリートの施工不良、経年劣化には多様なパターンがあり、今後、AE 打音検査によるコンクリート内部構造の診断を、施工情報、環境情報、目視情報等を含め整備して行く計画である。

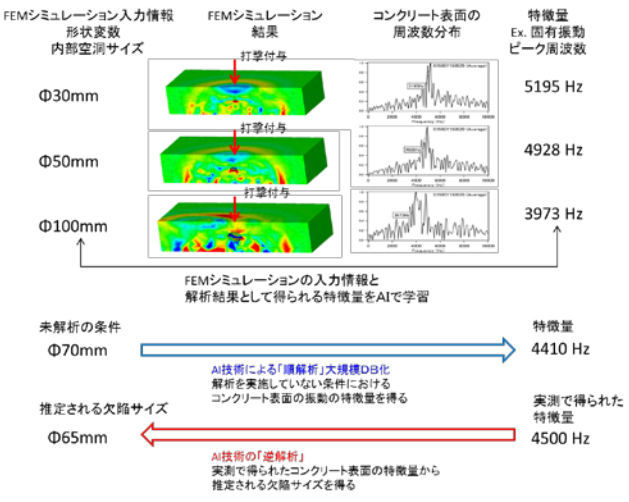


図 1　AI・シミュレーション技術による
順解析大規模 DB 化、逆解析のイメージ

*Yoshihiro Isobe[1], Takashi Matsunaga[1], Ryo Ogawa[1], Mitsuyuki Sagisaka[1], Hiroaki Fujiyoshi[1], Sho Kuwajima[1], Motomu Ishii[1], Tomonori Yamada[2], Shinobu Yoshimura[2]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2] The University of Tokyo

逆止弁診断に関する取組み 2

Approach to Diagnosis of Check Valves 2

三浦 進[1]，工藤 盛雄[1]，服部 功三[1]，*小川 良太[2]，匂坂 充行[2]，礒部 仁博[2]
[1]日本原燃株式会社，[2]原子燃料工業株式会社

逆止弁点検における時間短縮、被ばく低減に加え、弁の状態監視による運転中の機能確認が可能な、AEセンサを用いたポータブル音響計測システムによる逆止弁診断技術を開発し、日本原燃株式会社の再処理工場内の逆止弁を対象に現場適用を進めている[1]。本報ではより早期から劣化、異常を把握するための逆止弁診断結果の傾向管理、並びに、微小リーク検出性能について検討した結果を報告する。

キーワード：逆止弁診断，性能維持，AE センサ，開閉動作、逆流リーク

1. 緒言 「再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則」には、汚染された物質が汚染された物質を含まない流体を導く管に逆流するおそれがない構造とする事が定められており[2]、逆止弁が正しく機能することは逆流防止機能を担保する上で重要である。逆止弁は分解点検と流量計、圧力計等により機能を確認しているが、放射性流体を取り扱う箇所の分解点検には多大な労力を要することになる。また、逆止弁の診断では順方向の流れが生じた際に正常に開閉動作すること、及び逆流時にリークが発生していないことを検知する必要があるが、運転中に開閉動作状況、微小リークを確認する技術は十分に確立されていない[3]。

2. 逆止弁診断 従来、AE センサ（NF 回路ブロック 広帯域 AE センサ AE-900S-WE：φ12mm×40mm）を用いた逆止弁診断では、AE センサを弁本体（弁箱または弁蓋）と近傍の配管に設置して、60 秒間連続計測された音響の生波形（振幅値、スパイクノイズ）、並びにその周波数分布（周波数成分）から機能の健全性を確認し、所定の様式に記録してきた。逆流リークについて、試験建屋の模擬ループにおいてリフト式逆止弁（接続口径 25A）の弁座に異物を挟むことにより微小リークの検出性能の評価を行い、図 1 より、リークの検出が出来たため、現場診断に取り入れた。また、診断記録の改善として、これまでの経年変化を可視化することで、より早期から劣化、異常を把握するための「傾向管理」を記録に含めた（図 2）。

3. 結果と今後の計画 898 台の逆止弁に対する計測を開始した 2016 年度から 3 年間において、診断指標に大きな変動はなく、また過去の分解点検でもトラブルの報告が無かったことから、健全な状態が維持されていると考えている。今後、AE 計測を継続して計測信号の傾向に変化が見られた場合には、運転履歴や分解点検結果等を調査し、データベースに蓄積することで逆止弁診断の高度化を目指す。合わせて逆流リークの検出性能の向上、系統情報を考慮した総合診断を進める計画である。

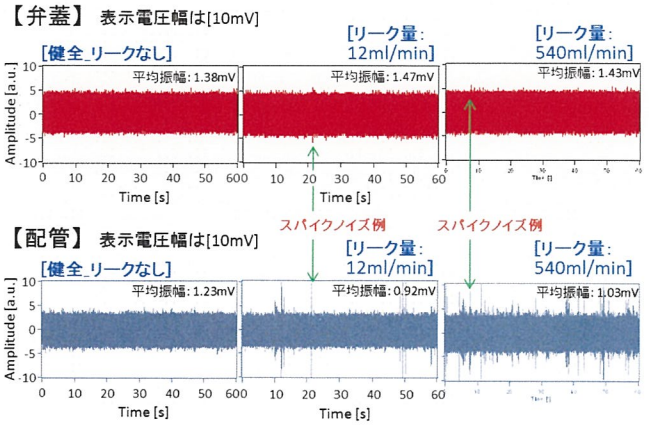


図 1 生波形によるリーク検出の例

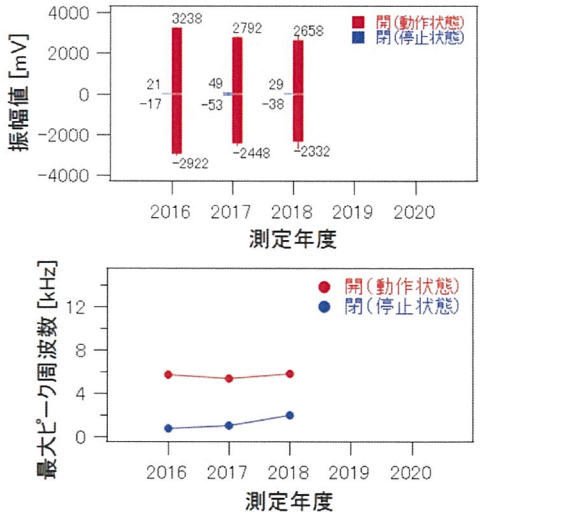


図 2 逆止弁開閉時の傾向管理の例
（上：生波形 振幅値 下：周波数分布 最大ピーク周波数）

参考文献

[1] 三浦進，他，”逆止弁診断に関する取組み”，日本原子力学会 2018 年秋の大会
[2] 再処理施設の性能に係る技術基準に関する規則第十三条，平成二十五年原子力規制委員会規則第二十九号
[3] 満田安正，”逆止弁のシート異物噛み込み時の漏洩量と圧力の関係”，INSS Journal, vol.7, pp.225-230, 2000.

Susumu Miura[1], Morio Kudou[1] and Kouzou Hattori[1], *Ryota Ogawa[2], Mitsuyuki Sagisaka[2] and Yoshihiro Isobe[2]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2] Nuclear Fuel Industries, Ltd.

General Meeting

Fri. Sep 13, 2019 12:00 PM - 1:00 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[3O_GM] 「原子力発電部会」第36回全体会議

[3O_GM] General Meeting

General Meeting

[3O_GM]「原子力発電部会」第36回全体会議

Fri. Sep 13, 2019 12:00 PM - 1:00 PM Room O (Common Education Bildg. 3F A34)

[3O_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Atomic Power Division

Fri. Sep 13, 2019 1:00 PM - 2:30 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[3O_PL] Currect Status for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

Chair:Takanori Kitada(Osaka Univ.)

[3O_PL01] Efforts at Ohi Power Station (KEPCO) for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

*Shinji Masumoto[1] (1. KEPCO)

[3O_PL02] Efforts at Kashiwazaki-Kariwa Power Station (TEPCO) for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

*Hisamoto Fujimagari[1] (1. TEPCO HD)

2019年秋の大会

原子力発電部会セッション

新検査制度の本格運用に向けた対応状況について
Current Status for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

（1）新検査制度の本格運用に向けた関西電力・大飯発電所における対応状況について

(1) Efforts at Ohi Power Station (KEPCO) for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

*桝本 晋嗣[1]
[1]関西電力株式会社　原子力事業本部

1. はじめに

2020 年 4 月から本格運用が開始される原子力規制検査に向けて、2018 年 10 月から試運用が各発電所において実施されている。本稿では当社での試運用を踏まえた現状の課題認識として、特に「パフォーマンス」をキーワードとした事業者のマインドチェンジに関する状況を紹介する。

2.試運用フェーズ１，２に関する当面の課題

2-1. パフォーマンスベースの検査の試運用状況（大飯発電所）

新検査制度の特徴として、リスク情報を活用したパフォーマンスベースの検査を志向されており、規制庁検査官がフリーアクセス（事業者に頼らずに事業者図書を確認し、事業者エスコートなしで現場を観察）の仕組みにより、実際の事業者活動に原子力安全上の問題がないかどうか（パフォーマンス）を効果的に検査できるよう、試運用が実施されている[1][2]。

リスク情報活用の試運用の現状としては、図書や現場観察の検査対象選定において、事業者の PRA モデルを活用して原子力安全の観点からリスクが高いものを抽出する計画とされているが、現状は事業者側で PRA モデルの整備途上のプラントが多く、また、提供済みの大飯発電所のモデルについても規制庁で内容確認中であることから、検査対象の選定は定性的な判断によって安全系機器や系統が選定されている。

パフォーマンスベースの観点としては事業者のパフォーマンスとして安全実績指標（パフォーマンス指標、PI）を確認するとともに、PI では確認できない範囲の事業者活動を対象に、検査により安全上の問題の有無を確認される。本格運用後はフリーアクセスの運用により検査官の活動（どの機器を検査しているか等）をその時点では基本的には事業者は感知しない状況で検査が遂行される状況となる。現在までの試運用では、そのフリーアクセスの成立性確認（特に事業者図書の確認方法）に注力されている。その成立性の確認も必要ではあるものの、一方で、実際の安全上の影響の有無を確認するというパフォーマンスベースの検査の成立性や運用性も確認すべきである。現時点では、規制側と事業者の双方同席の月例の振り返り会議（面談）において、試運用の結果が共有され、意見交換が実施されているものの、安全上の影響の有無を確認するというパフォーマンスベースの観点からは、検査指摘となる新たな気付きなしという簡潔な内容となっており、事業者意見としてもフリーアクセスの運用に対する意見提示に留まることが多い[3]。本来、制度設計の観点からは、制度の変更点を網羅的に確認することで本格運用が円滑に進むように試運用期間を活用することが求められる。試運用期間では、事業者側は自身が保証すべき原子力安全上のパフォーマンスが何であるのかを明確化（見える化）し、検査官はそれをどう確認したのか（確認できる見通しが得られたのか）を共有することが理想的である。その際、事業者活動を従来からのコンプライアンスベースの視点のみの確認に留まったのか、あるいはパフォーマンスベースの検査として事業者活動を確認し安全に影響を与えるようなパフォーマンスが十分に確認できたのか、換言すれば、安全上の観点から事業者活動に不足がなかったのかを確認し、本格運用の円滑な開始に向けた共通認識を醸成することが

出来れば、有益な試運用になると考える。現時点においては事業者側からの意見提示（パフォーマンスの明確化の一助となる設計ベースの提示や確認の質疑）が不十分のため、共通認識の醸成には至っていない。現在、設計ベースを明確化するための図書(DBD)を作成している途上であるが、今後、事業者から仮の事例等を題材として試運用の現場でも提示して議論することで、検査指摘の重要度判断の相場観および検査対象とすべき事業者活動が何かという共通認識を醸成することで有益な試運用になると考える。

2-2. 試運用で醸成すべき事業者のマインドチェンジ

事業者としては検査制度見直しの有無に関わらず、従来から事故時に必要となる活動を含めてプラントの安定・安全運転（パフォーマンス）を維持および向上させるために継続的に活動している。一例としては事業者活動を外部機関からレビュー（WANO、JANSI ピアレビューや他電力の独立オーバーサイト）を受けて事業者のパフォーマンスを向上させる活動として、事業者経験で得られたいわゆる世界のエクセレンスとの差分についてレビューを受け、その結果、改善すべき項目があれば AFI 等を受領し改善を図ってきている。また、事業者として CAP（改善措置活動）を見直しており、先例の米国事業者を手本として広く情報（CR、Condition Report）を収集し、プラントのパフォーマンスを改善させるための試運用を開始している。

一方で今回の原子力規制検査では、原子力安全、放射線、核物質防護の観点（７つの監視領域、いわゆる米国 ROP のコーナーストーン）を念頭において、事業者が安全上保証すべき状態が不足している場合（パフォーマンス欠陥あり、かつ、マイナーを超える場合）に、当該の事業者活動の状態が検査の指摘事項となる。

ここで、検査官から事業者活動を見た場合にエクセレンスに向けた項目なのか、あるいは安全上の観点で必ず保証すべき項目なのかについて、事業者として把握し、見える化が出来ていれば効率的に検査が行えることとなる。現在は後者を明確にするために設計ベースを図書として文書化しつつある。設計ベース自体は、現在は複数の図書（設置許可、工認、保安規定、あるいは建設当時からの多くの社内資料等）に分散されており、また再稼働前の審査対応者やベテラン社員等の知識や経験にも依存している情報である。設計ベース図書(DBD)はこれらを体系的に整理して理解しやすくするための文書であり DBD は検査において効率的にパフォーマンス欠陥かどうかを判断するために検査官も閲覧するものとなる。

原子力規制検査において検査対象のうち指摘事項となる事象は、パフォーマンス欠陥であってマイナーを超えるものであるが、パフォーマンス欠陥とは規制要求事項または事業者の自主ルールに抵触している状態かつ予見および予防可能なものであり、マイナーを超えるものとは、監視領域の一例の原子力安全としては、プラントの事故等が発生した時の停止操作（炉心損傷防止、格納容器破損防止のための操作）が行えない状態等であれば指摘事項となる。ここで重要な点は、「事故等が発生した時の状態」を想定した場合において必要なパフォーマンスが発揮できるかという点である。換言すれば、DG や安全系ポンプ等の機器が「今」動作していることを確認するだけではなく、事故時等の状態で必要な性能を発揮できるかどうか、いわゆるパフォーマンスが維持できているかが重要であり、この点において事業者のマインドチェンジが求められている。

例：プラント運転中、非常用 DG の月例の定期試験に伴い、DG 室の冷却ファンを起動したが、「冷却ファン風量低」警報が発信した。運転員が警報発信原因を調査したところ、土木関係の作業において、ファンの外気取入口がシートにて養生されていることを確認した。警報発信から養生撤去まで短時間（例えば 45 分）で完了したため、DG の機能喪失はしておらずオペラブルであったと判断した。今後の傾向監視の分析にも用いる有益な情報となることから、本事象を CAP に登録することとした。

この例の場合、事業者として CAP に登録する際に考慮すべき事項の例示を下記に挙げる。

・要求事項は何か。（この例では「ファンの風量」ではなく、「DG 室の温度が一定以下」と考えられる）
・夜間や週末の人手が少ない時間帯、あるいは最も過酷な季節でも LOCA 等が発生して DG の機能が要求された場合にも同じように短時間で対応可能か。

・機能喪失していない（オペラブルであった）と判断した自身の技術的評価は妥当か。
・実際に事象が発生した時に室温は守られていたか。
・他の DG の待機状態は問題ないか。等

このように「要求事項」や「事故を想定した場合にもオペラブルであったと判断をしたこと」が分かる情報を CAP に登録しておくことで、効率的にプラントのパフォーマンスの把握が出来るものと考える。

3. 事業者における CAP 試運用

3-1. CAP の実例によるパフォーマンスの理解状況

当社は CAP 会議を従来から実施してきているが、今回の新検査制度に併せて、CAP 会議の見直しを行っており、特徴として、広く情報を収集し、重要度に応じた原因分析および是正処置を行うこととしている。

見直し版の CAP 会議の試運用としては、大飯発電所で 2018 年 10 月から社員を対象に開始し、高浜および美浜発電所は 2019 年から開始し、現在は 3 サイトともに協力会社からも情報収集するように対象を拡大して試運用を行っている。具体的には CAP システム試運用データベースを構築し、CR（Condition Report)を CAP システム DB に入力し､スクリーニング会議で安全への影響度(CAQ 高/中/低､Non-CAQ)の分類案、処置担当課案を議論した上で、CAP 会議に付議して重要度および処置担当課を決定する試運用を行っている。スクリーニングメンバーの職位は品質保証室（責任者)、発電室、機械系および電気系の役職者であり現在 6 名で試運用を行っている。

これまでの試運用の実例および重要度判断のスクリーニングの効率化（パフォーマンスの向上）に向けた今後の CAP の改善策の方向性を紹介する。具体的には、CR には当該系統や設備に対する要求事項は何か、それに反している状態および問題は具体的に何か、重要度を踏まえた処置期限になっているか等を把握できるような情報を記載することで､スクリーニングメンバー以外が CAP システム DB を閲覧した場合にも発電所の状態を効率的に把握することができることから事業者としてもパフォーマンスを高めることに繋がり、目指すべき姿であると考えている。なお、今後の検査においても、検査官が直接 CAP システム DB へアクセスして検査対象をサンプリング選定されると想像しており、事業者による改善を行うことで、合理的な検査に向けて双方にとって有益な状態になると思われる。なお、米国の検査同様に、CAP システム DB の情報のみで検査指摘の判断がされることはなく、それ以外の事実確認も経て重要度の判定がされると考えている。

3-2. 米国事業者の CAP スクリーニング要員の養成例

米国のある事業者はスクリーニング要員を社内資格制度で管理および養成し、CAP スクリーニングのパフォーマンスを維持および向上させている。社内認定に際しては、事前に 20 種類の関連資料（社内資料（CAP 概要、傾向監視ルール、セルフアセスメント／ベンチマーキングルール、OE プログラム、オペラビリティ判断ルール、保守規則ルール）や INPO 資料（安全文化（INPO-12-012)、パフォーマンス改善（INPO14-004（NEI16-07))等）および関係法令を読破させ、実際のスクリーニング会議および CAP 会議を観察させ、スクリーニングメンバーとしての自身の役務を理解していることを有資格者との議論で確認した上でメンバーとして認定する運用管理を行っている。スクリーニングメンバーは、11 名であり、その職位としては、パフォーマンス改善チーム（責任者)、原子炉運転員（経験者)、規制対応部門、エンジニアリング部門、保守担当部門、作業管理部門、改造工事部門、水質管理部門、放射線管理部門、セキュリティ部門、訓練部門、その他必要部門から人選しており、各人の任命に際しては上述の認定を予め行っている。これらは CAP スクリーニングメンバーの力量レベル（パフォーマンス）を維持するために有効な管理方法であると考えられる。

4. 事業者のパフォーマンス意識の向上

4-1. SDP 要員育成計画および実施状況

新検査制度で検査指摘となる可能性がある気付き事項はマイナーを超えると判断された後、SDP（重要度決定プロセス、米国 IMC609 を元に日本版も作成されている）に従って重要度の色判定がなされるが、この IMC609 は安全上の観点から、事業者として安全確保上、管理が必須である項目が具体的に記載されており、IMC609 を理解することが事業者としても安全確保のためのパフォーマンスの意識を向上させるためにも得策である。

当社においては 2018 年度下期から米国 SDP（IMC609）を理解するための教育を自主的に行っている。具体的には「原子力規制検査における個別事項の安全重要度評価プロセスに関するガイド」の理解に先立ち、米国 SDP を理解するために米国の検査指摘の実例を用いて、2018 年度は本店の検査対応事務局（6 名）が講師となり米国 NRC の検査報告書から指摘事例をいくつか抽出し、試運用フェーズ 1 の検査対象ガイドの分野に限定して発電所の関係課（約 20 名／3 サイト）に対して、約 30 事例を題材に簡易な教育を実施した。

本年度（2019 年度）は更なる充実方策として、発電所に SDP 要員を今年中に育成すべく、教育受講者を拡大（約 60 名／3 サイト）かつ明確化（責任者およびキーマンを選定）して教育を開始している。体制としては、本店の検査制度事務局が取りまとめ及び主たる講師となり、発電所の検査制度事務局が受講する関係課（要員）の取りまとめを行い、付属書毎に担当課員を割り当てて、付属書毎に教育を実施する体制としている。付属書のうち従来からの業務に紐付けしやすい「放射線管理」「火災防護」「核物質防護」については、それぞれの業務を受け持つ本店と発電所の当該部署が講師および受講者となる体制としている。

表 1 米国 SDP 事例の社内教育実績（2018 年度）

米国事例（件数）	IMC609 App.	米国検査手順書 IP
荒天前の不十分な点検他(7)	A、M	71111.01 自然災害防護
ISI 検査期間の不適切な延長他(3)	A	71111.08 供用中検査
作業連絡不備で保守時のリスク評価せず他(4)	K	71111.13 メンテナンスリスク評価
溢水対策リストの漏れによる RHR 機能喪失リスク増加他(7)	A、G	71111.15 可用性判断及び性能評価
D/G リレーの不適切な保守他(3)	A、G	71111.19 メンテナンス後試験
弁の誤操作で SFP 水位低下他(4)	A、F	71111.20 停止中操作
不適切な放射線管理による計画外の内部被ばく他(4)	C、D	71124.04 放射線被ばく管理、71124.06 放射性廃棄物管理

4-2. コンフィグレーション管理の充実に向けた一時的な構成変更管理の試運用状況

発電所の運用において、コンフィグレーション管理のうち、一時的な構成変更（TCC：Temporally Configuration Change）の管理も安全上の観点から必要である。一時的な変更管理とは、発電所の設計時（建設時）には明示的には考慮されていない資機材、仮設足場、鉛遮へい、計測器、ベント・ドレンホース、車両等を発電所構内に一時的に設置する場合においても、本設機器・配管等の機能（設計ベース）を損なうことがないように管理するものである。仮設足場については、米国においてもプラント安全機器へのオペラビリティ影響について、具体的な検査指摘の実例を元に NRC から注意喚起文書（INFORMATION NOTICE 2007-29）が発行され、事業者に対して、仮設足場が安全系機器・配管等に影響を与えないように十分な手順書による管理手法を確立し実行することを求めている[4]。

これらは、発電所の安全上の観点（パフォーマンス向上）の観点から事業者として管理すべき項目であると考えており、現行の社内ルールでは、管理すべき要求事項を一部明確化しているものの、一定のパフォーマンスを維持するためには下記に示すような資機材等を対象とした管理方法について、新たに社内ル

ールを定めることも必要と考えており、現在、試運用を行っている。

・例１；一時的な足場の設置として、運転中プラントの耐震 S クラス機器・配管等の近傍に設置する場合　を対象とした本設機器・配管等への耐震性影響（プラント停止中及び B/C クラス近傍は既存の社内ルールで対応済み。）

・例２；一時的な資機材や車両持込、あるいは可搬型 SA 設備の配置変更等によるアクセスルート、外部火災防護、外部溢水防護、SA 手順書の成立性等の影響（耐震波及影響、内部火災防護影響、内部溢水防護影響は既存の社内ルールで対応済み）

5. まとめ

事業者としては、先行の米国事業者の実例も参考にしながら、今回の検査制度見直しの特徴の一つであるパフォーマンスベースの検査への見直しを良い契機とし、事業者として保証すべきパフォーマンスとして、原子力安全、放射線安全、核物質防護の観点（７つの監視領域）を念頭に、事故の発生防止および事故時に発揮すべき原子力安全の性能を確実に維持し、プラントの平常時被ばく量を低減し、核セキュリティ対策を確実に行うことにより、実際の安全上の問題はないかというパフォーマンスを常に自問自答するようにマインドチェンジを図りつつ、本格運用の円滑な開始およびそれ以降の運用の定着に向けた改善活動を継続的に実施していく。

参考文献

[1]　検査制度見直しに関する試運用実施のための説明会資料（原子力規制庁）（平成 30 年 8 月 20 日）
[2]　検査制度の見直しに関する試運用実施のための説明会資料（フェーズ２）（原子力規制庁）（平成 31 年 2 月 5 日）
[3]　検査制度見直しに関する関西電力株式会社との試運用に関する面談　議事要旨（令和元年 5 月 8,9,14 日、6 月 4 日他）
[4]　NRC Information Notice（IN 2007-29,Temporary Scaffolding Affects Operability of Safety-related Equipment）

*Shinji Masumoto[1]
[1]The Kansai Electric Power Co.,lnc. , Nuclear Power Division.

2019年秋の大会

原子力発電部会セッション

新検査制度の本格運用に向けた対応状況について
Current Status for Introduction of Nuclear Regulation Inspection

⑵ 新検査制度の本格運用に向けた東京電力HD 柏崎刈羽原子力発電所における対応状況について

(2) Efforts at Kashiwazaki-Kariwa Power Station (TEPCO) for introduction of Nuclear Regulation Inspection

*藤曲　久元[1]
[1]東京電力ホールディングス株式会社

1. 緒言

2020年4月に施行される原子力規制検査（以後、「新検査制度」という）は、事業者はリスク情報を活用しつつ自らの主体性により継続的に安全性を向上させ、規制機関はリスク情報を活用しそれら事業者の活動を監視・評価することを基本理念としている。[1]

施行に先立ち2018年10月から全国の原子力発電所で試運用が行われている。当社も試運用を通じて新検査制度における視点などを学び、本格運用に向け各種取組を進めているところである。

本論文では、新検査制度の本格運用に向けて、事業者の責務である自主的な安全性向上の各種取組の当社の対応状況、及び今後の展望ついて述べる。

2. 事業者の自主的な安全性向上の活動

原子力発電所では、運転、保全、放射線管理等の様々な活動を行っている。それら活動はCAP、系統監視、コンフィグレーション管理、パフォーマンス指標測定、リスク評価などの取組を通じて自主的に改善することで、発電所の安全性をより一層向上させると考え、取組の定着・強化に継続的に努めているところである。

3. 当社の各種取組

3.1 CAP（是正措置プログラム）

当社は2017年10月よりCAPを導入し、安全性向上活動に活用しているところである。これは従来の事象発生後の不適合情報にもとづく是正中心の活動から、事象発生前の劣化兆候や品質未達事項を特定し原因分析・是正するような、予防・検知に重点をおいた活動に改善していくことで、安全性向上の実現をしようとするものである。新検査制度は事業者の自主的安全性向上活動に重きを置いて監視するものであり、このCAPの活動状況が、事業者の安全性への意識レベルが現れる重要なツールとなるため、実際に試運用でも検査官は注視している。

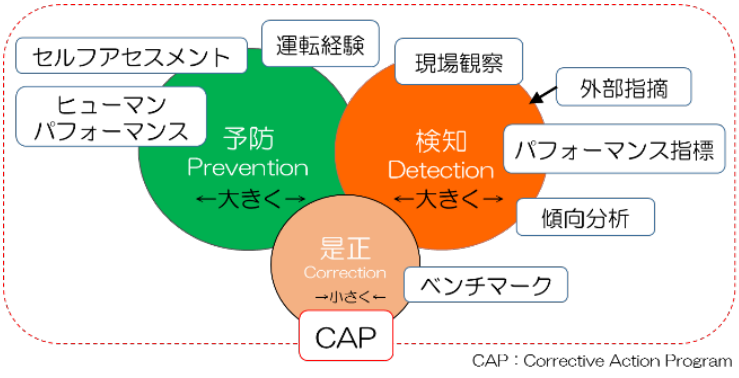


図１　是正措置プログラムの改善

現在、発電所上位者による現場観察結果、原子炉主任技術者の気付き、検査官や外部機関の指摘等のプログラムへのインプットが開始しており、新たに発電所に配置されたパフォーマンス向上コーディネーター（PICO）が内容の分析・評価を行い、日々のパフォーマンス向上会議における重要度判定、原因分析、傾向管理等をサポートしている。

今後、協力企業の作業員にも気付きをインプットしてもらうよう裾野を広げ、更にインプットの拡充に合わせて、インプット情報のスクリーニングの基準に原子力安全上の問題（CAQ）とそれ以外の問題（Non-CAQ）の考え方を取り入れ、効率化を図る予定である。

3.2 系統監視

設備の信頼性、可用性、安全性、パフォーマンスを持続的に向上させることを目的とし、日々系統や機器の監視を行っている。現在設備に精通したシステムエンジニア 4 名が、系統監視プログラムに基づき、主要系統 16 系統の監視に着手している。今後、システムエンジニアの育成を進め、1 運転プラント 5 名程度の体制で、重要な約 40 系統を監視することを目指している。

3.3 コンフィグレーション管理（構成管理）

設計要件、実際の機器、設備図書の 3 要素の整合を維持・管理することで、各種安全性評価、保全計画立案、改造等を適切に実施することを目指している。これは事業者にとって重要な管理要件であり、新検査制度では検査官もこの安全性評価などを、事業者が適切に実施していることを確認することが必須となっている。

現在、管理すべき設計・設備情報を抽出し、残留熱除去系、高圧代替注水系をモデルケースとして、設計基準文書を整備したところである。更に安全上重要設備を優先に他系統の整備を計画している。また、変更時の管理を行う関連図書支援システムを開発しており、今後試運用を行う予定である。

コンフィグレーション管理は発電所の運転や設備保全に携わる者がその必要性を理解することが重要であり、現在研修を通じて計画的に理解活動を実施している。

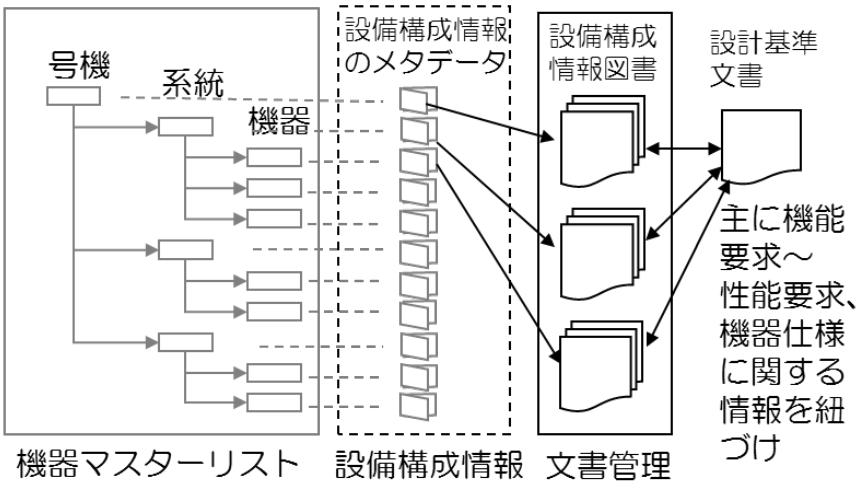


図２ 設計基準文書作成のイメージ

3.4 パフォーマンス指標の測定とレビュー

各種分野においてパフォーマンス指標を設定・採取し、所長や所内幹部、本社幹部が参加する毎月のレビュー会議において、目標値と結果を比較し、あるべき姿に到達するための改善の議論を行い、パフォーマンスの向上を目指している。

2018 年度第 4 四半期より新検査制度に対応した規制要求項目（安全実績 PI）の試運用採取が開始し、電力共通で自主的に設定した項目（共通自主 PI）についても試運用採取が開始した。安全実績 PI については

2020 年 4 月から正式に規制庁へデータを提示し、それが規制庁 HP で公開されることになっている。



図３ 福島第二パフォーマンスレビュー会議

3.5 リスク情報活用

2018 年 2 月、原子力発電事業者 11 社で「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン」を取りまとめている（図４参照）。[2]

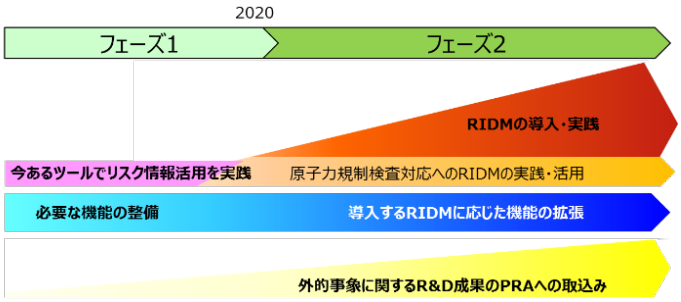


図４ リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン

当社では、フェーズ 1 の取組として、まずリスク情報を適切に使いこなすことができるようになるため、工事等のリスクを評価した週間リスク予報をとりまとめて工事工程策定やバックアップ対策検討に利用するなど、日々実践することで社員への意識定着に努めている。

更に、設計管理や運転管理へのリスク情報活用の適用を検討中であり、PRA 高度化モデルの整備を進めている。このモデルは新検査制度でも活用され、特に新検査制度の理念であるリスク情報を活用し、事業者の活動を監視・評価する上で重要なツールとなる。高度化にあたり運転中内的事象モデルの整備を先行しているが、将来的に停止時モデルや外的事象（地震・津波）モデルも整備していく。

フェーズ 2 の取組としては PRA モデルを活用したリスク評価にもとづき、設備の保全方法の最適化を行い、それに伴い CAP のグレード分けに反映することを目指している。

3.6 原子力規制検査制度の意識定着活動について

新検査制度では、規制庁が作成した検査ガイドに基づき、検査官がフリーアクセスで前述のような事業者の自主的な安全性向上の各種取組を発電所員へのインタビューなどを行いながら網羅的に確認する。更に検査官は気付いたことをスクリーニングにかけ安全重要度評価を行い、最終的にマイナー、緑、白、黄、赤といったグレードの特定を行い、評価結果によって追加検査等の措置を行うことになる。これは従前の保安検査のような逐条的な方法による検査から大きく変わる点であり、事業者側も制度の内容を理解した上でインタビュー等に適切に対応する必要がある。そのため昨年から発電所員や協力企業作業員へ、新検査制度の概要や検査官の振舞いなどの説明会を開催し、更に発電所員は検査ガイドの内容の理解活動も行っている。また安全重要度評価についても、新検査制度本格運用後に指摘をもらった際、社内でも安全上の影響度を評価するため、選抜メンバーが具体的な事例を用いて練習を始めたところである。

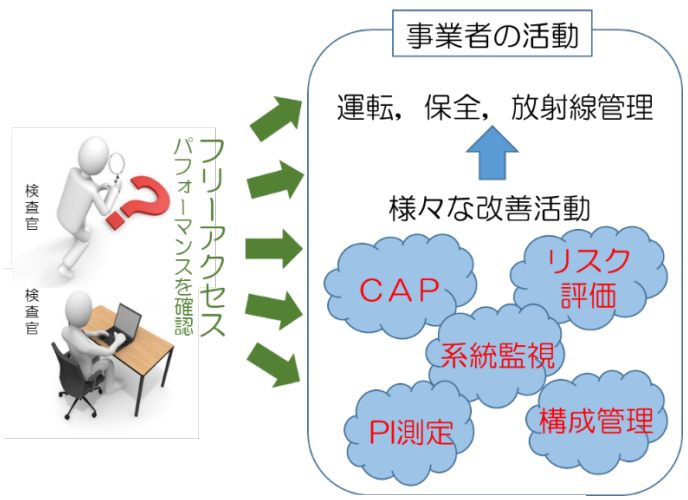


図５ 新検査制度の検査官の振舞い

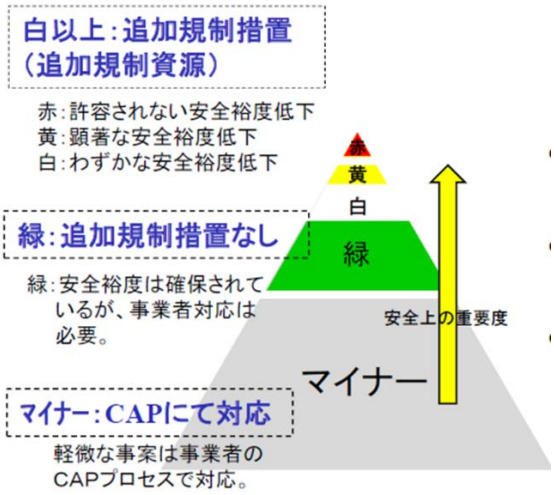


図６ 安全重要度評価区分

4. 結論

新検査制度の基本理念に従い、本格運用に向け自主的な安全性向上の取組の拡充を進めているところである。現在、原子力規制庁が新検査制度の試運用を実施しており、当社は安全性向上の実績を着実に積み上げるとともに、原子力規制庁の制度検討および試運用にも引き続き協力していく。

新検査制度は制度検討および試運用を経て、リスク情報を活用した効率的でパフォーマンスベースのより規範的でないものとなりつつある。当社も安全への一義的責任のもと、今後自主的安全性向上の取組をより一層活性化していきたい。

参考文献

[1] 第７回原子力規制庁検査制度の見直しに関する検討チーム、“検査制度の見直しに関する中間とりまとめ”、p.15
[2] 原子力発電事業者 11 社、“リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン”、2018.

*Hisamoto Fujimagari[1]
[1]TEPCO

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：401-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

Fri. Sep 13, 2019 2:45 PM - 3:50 PM JST | Fri. Sep 13, 2019 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room O Common Education Bildg. 3F A34

[3O09-12] Reactor Design and Seismic Evaluation

Chair:KOJI SHIRAI(CRIEPI)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[3O09] Development of Evaluation Method Taking Account of Uncertainties of Time History Seismic Input

*Takahito Kumagai[1], Tadashi Iijima[2], Yusuke Minakawa[2], Nobuyoshi Goshima[3], Kyosuke Kamito[3], Takuma Hadano[4], Hiroaki Kawabata[4], Masataka Nakajima[4], Mitsuhiko Amemiya[5] (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. MHI, 4. Toshiba ESS, 5. JAPC)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[3O10] Evaluation of impact on structural strength of a thin wall tee by load direction

*Takahiro Okuda[1], Masashi Miyazaki[1], Seiji Kitamura[1] (1. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[3O11] Seismically-induced sloshing response evaluation for rectangular tank with overflowing water.

(1)Validation of applicability of numerical simulation model and effects of the grid refinement on the amount of overflow water.

*Yukihiro Toyoda[1,2], Yasuki Ohtori[2] (1. CRIEPI, 2. Tokyo City Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[3O12] Effect of Bi-Directional Excitation on Scrammability

*Yugo Hyotani[1], Yoshihiro Goto[1] (1. HGNE)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

時刻歴地震入力における不確かさの評価手法の開発

Development of Evaluation Method Taking Account of Uncertainties of Time History Seismic Input

*熊谷 貴仁[1]，飯島 唯司[2]，皆川 祐輔[2]，五島 設喜[3]，上戸 恭介[3]，
羽田野 琢磨[4]，川幡 宏亮[4]，中島 政隆[4]，雨宮 満彦[5]
[1]日立製作所，[2]日立GEニュークリア・エナジー，[3]三菱重工，
[4]東芝エネルギーシステムズ，[5]日本原子力発電

本研究は原子炉建屋や地盤物性の不確かさに伴う時刻歴地震入力の不確かさの評価手法の構築を目的とする。本報では、時刻歴地震入力の時間軸を変化させるとともに応答補正係数を用いることで、時刻歴地震入力の周期特性の不確かさを考慮する評価手法を開発した。本手法のクレーンへの適用性検討結果を報告する。

キーワード：時刻歴解析，時刻歴地震入力，不確かさ，応答補正係数，クレーン

1. 緒言

時刻歴解析における入力の不確かさの評価手法として、ASME では応答スペクトルの拡幅率に合わせ時刻歴地震入力の時間軸を拡大・圧縮した波も入力として用いる手法を提案している。本報では、拡幅範囲内で時間軸を変化させる数（以下、周期の時間刻みの数と呼ぶ）をパラメータとするとともに、拡幅応答スペクトル相当の保守性を確保するための応答補正係数も用いるよう ASME の方法を改良した。これにより、機器の固有周期が一義的に特定しにくい場合（固有周期が複数ある場合、非線形性が強い場合）に ASME の方法のピークシフトの対応を代替する方法を考案した。本報ではクレーンを対象に本手法の適用性を検証した。

2. 時刻歴地震入力における不確かさの評価手法

拡幅範囲内（国内：±10%）において時刻歴地震入力の時間軸を変化させた複数の入力波を作成する。Fig.1 に応答補正係数の概略図を示す。応答補正係数は、拡幅相当の地震応答と適用する周期の時間刻みの数における地震応答の比率として求め、これを各入力条件に対する最大地震応答に乗じることで評価応答を算出する。

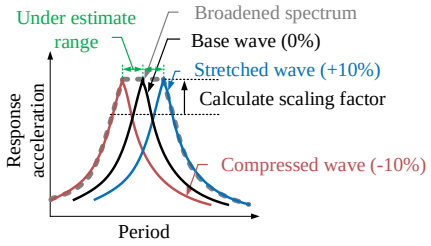


Fig.1 Schematic drawings of scaling factor

3. 検討条件

クレーンの解析モデルは浮上り挙動を模擬できるようにギャップ要素を用いてモデル化した。そして、拡幅範囲内において周期の時間刻みの数を十分に大きくした場合（9 刻み）の最大応答を正解（拡幅相当）と仮定し、応答補正係数を選択した入力条件の最大地震応答に乗じた本手法の評価応答と比較した。

4. 結論

周期の時間刻みの数を十分に大きくした場合の評価応答に対し、応答補正係数を用いて算出した評価応答は同等あるいは保守的となったため、本手法は時刻歴地震入力の不確かさを適切に考慮したうえで安全な評価が可能である見込みを得た。

5. 謝辞

本発表はセンター共研「新規制基準対応を踏まえた機器・配管系評価法に関する研究（Phase2）」の成果に基づくものであり、ご支援・ご協力いただきました関係者の皆様に深く御礼申し上げます。

参考文献

[1] ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section3 Appendices Nonmandatory Appendix N N-1222.3 Time History Broadening

---

*Takahito Kumagai[1], Tadashi Iijima[2], Yusuke Minakawa[2], Nobuyoshi Goshima[3], Kyosuke Kamito[3], Takuma Hadano[4], Hiroaki Kawabata[4], Masataka Nakajima[4] and Mitsuhiko Amemiya[5]

[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy , [3]Mitsubishi Heavy Industries, [4]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [5]The Japan Atomic Power Company

荷重の方向が薄肉ティの構造強度に与える影響

Evaluation of impact on structural strength of a thin wall tee by load direction

*奥田 貴大[1]，宮崎 真之[1]，北村 誠司[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高速炉配管用の薄肉ティを対象に最も厳しい荷重方向を塑性崩壊と疲労の観点から解析的に評価した。その結果、ティにとっては面外方向へ負荷される荷重条件が最も厳しいことを確認した。

キーワード：耐震評価，薄肉ティ，高速炉，有限要素法

1. 緒言

原子力発電プラントにおける機器・配管系は地震時に様々な方向の地震荷重を受ける。配管の耐震評価を行うにあたっては、配管要素にとって最も厳しくなる荷重方向を把握することは重要な課題である。

本研究では、高速炉で適用される薄肉ティに着目し、荷重方向が薄肉ティの構造強度に及ぼす影響について、シェル要素を用いた静的弾塑性解析により評価した。

2. 解析

解析モデルと荷重負荷方向を図 1 に示す。ティ(同径、6B Sch10S)を 4 節点四辺形シェル要素でモデル化し、モデルの端部には端部の断面変形を防止する目的で剛な 3 次元梁要素を挿入した。シェル部分の材料特性は 25℃における SUS304 の特性を用いた。荷重方向は、面内方向から面外方向までを 15˚間隔で方向を変えた 7 ケースとして、端部 A および端部 B を完全拘束とした上で、端部 C の中心に各ケースの方向に徐々に変形するような荷重条件を与えた。解析モデルの直管部は、端部の拘束によってティの応力集中部に影響を与えないように十分な長さとした。なお、解析コードは汎用 FEM 解析コード FINAS ver21.3 を使用した。

原子力配管の耐震評価において、塑性崩壊と疲労の 2 つが防止すべき破損様式であることから[1]、本研究においてもそれら 2 種類の観点から薄肉ティにとって厳しい荷重方向を調査した。

評価方法として、塑性崩壊の観点では、端部 C を有する枝管の傾き角度を徐々に増加させた際に荷重点（端部 C の中心）で発生する反力から、各ケースの荷重点の変位とモーメントの関係を求め、比較した。疲労の観点では、弾性範囲において、同一のモーメント時に発生している最大応力値を比較することで評価した。

図 2 に各ケースにおける弾塑性解析の結果から得た荷重点の変位とモーメントの関係を示す。枝管を面外(90˚)方向に傾けた場合に、荷重点の変位に対するモーメントが最小になっており、荷重負荷方向に対して同じモーメントが負荷された際に最も変形が進行する方向であることを確認した。

図 3 には、各ケースにおいて弾性範囲内の同一モーメント(5.0kNm)で発生する最大応力を比較したものを示す。荷重を一定とした場合は、いずれの方向においても発生する最大応力はほぼ同等であり、疲労評価を行う上で有意な差はみられなかった。

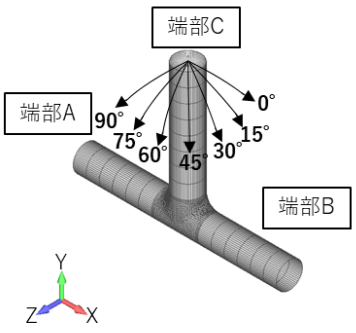


図 1 解析モデルと荷重負荷方向

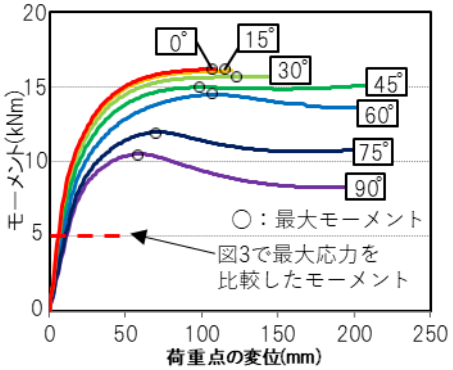


図 2 荷重点変位とモーメント

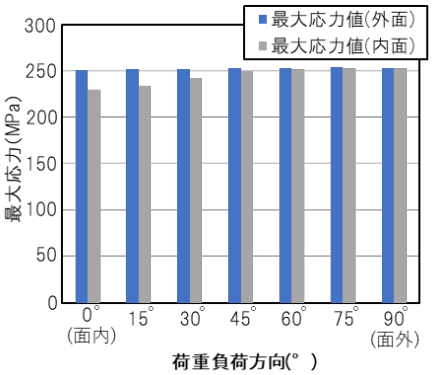


図 3 同一モーメント時の最大応力

3. 結論

ティをシェルモデル化して弾塑性解析を実施し、塑性崩壊および疲労の観点から厳しい荷重方向を検討した。その結果、塑性崩壊の観点からは面外方向が最も厳しい条件であり、疲労の観点からは特別厳しい荷重方向がないことから、耐震評価を行う際に注意を払うべき方向は面外方向であると考えられる。

参考文献

[1] 「発電用原子炉設備規格 設計・建設規格(2012 年版)＜第 I 編 軽水炉規格＞JSME S NC-2012」(社)日本機械学会

*Takahiro Okuda[1], Masashi Miyazaki [1] and Seiji Kitamura[1,]
[1]Japan Atomic Energy Agency

矩形タンク内容水の地震時溢水挙動評価
（1）数値解析モデルの適用性検証と溢水量に及ぼす空間解像度の影響

Seismically-induced sloshing response evaluation for rectangular tank with overflowing water

(1) Validation of applicability of numerical simulation model

and effects of the grid refinement on the amount of overflow water

*豊田 幸宏[1,2]，大鳥 靖樹[2]

[1]電中研，[2]東京都市大学

本報は、既往実験を対象に、数値流体解析コード OpenFOAM を用いてスロッシング解析を行い、溢水量等の再現性を検証するとともに、数値解析モデルの空間解像度大小に係る感度解析を実施したものである。

キーワード：スロッシング，溢水，数値流体力学，振動台実験，長周期地震動

1. はじめに　原子力発電所の耐震設計における基準地震動レベルの増大に伴い、評価項目の１つとして溢水影響評価が求められている。このため、本研究では矩形容器内容水の非線形スロッシング解析を実施した。

2. 既往実験のシミュレーション解析

2-1. 解析対象　**図** 1 に示す矩形タンク（外側部：4m×2m×0.5m、内側部（タンク）：2m×1.5m×0.5m）を用いた振動台実験[1]（入力波：2003 年十勝沖地震 K-NET 苫小牧観測記録 NS 成分）を解析対象とした。

2-2. 解析方法　矩形タンクとその外側を計算領域に設定し、図 2 中に示す 6 種類のメッシュサイズを有する数値解析モデルを作成した。図 2 に示すモデルは、メッシュサイズ 0.04m×0.04m で分割した例である。これらのモデルに対して時刻歴応答解析を実施し、平均水位、波高計設置位置における水位応答等を求めた。

2-3. 解析結果　図 3 に平均水位時系列を示す。初期水位からの低下量に矩形水槽の水平方向断面積（$1m^2$=2.0m×0.5m）を乗じると溢水量となる。同図によれば、メッシュサイズ 0.02m 以下で分割した数値解析モデルであれば、ほぼ同じ平均水位に収束していることがわかる。実験値に比べ水位低下量が大きくなっている点については、数値解析モデルにおける壁境界条件や乱流粘性に関し、実際の水槽壁状態や内容水の乱れとの差異が影響していると考えられる。一方、メッシュサイズ 0.08m の条件では、図 4 下段に示すとおり、時刻 50 秒以降、振幅を過少評価しており、これにより、平均水位が他モデルより相対的に大きな値となった。

3. まとめ　数値解析モデルにおける空間解像度を複数変えた感度解析を実施することにより、平均水位等の観点から再現性を検証するとともに、空間解像度の変化に応じた数値解析結果の収束性を把握した。

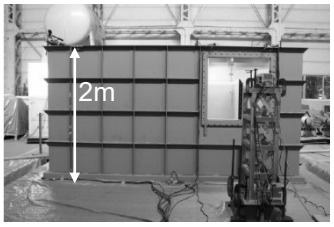


図 1　矩形容器外観・設置状況[1]

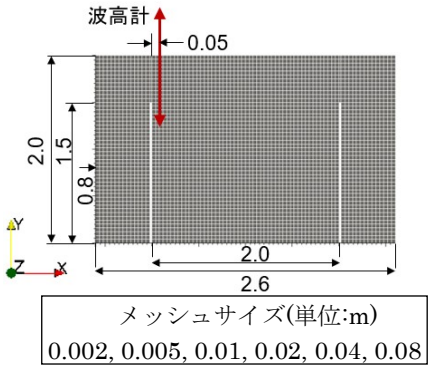


図 2　数値解析モデル例（0.04m メッシュ）

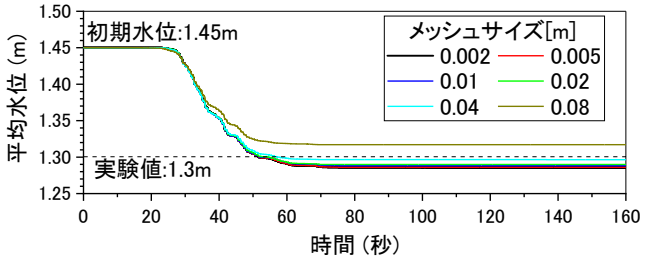


図 3　平均水位時系列

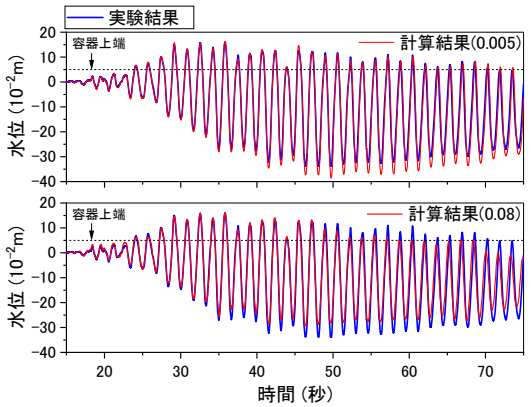


図 4　水位時系列の例（上；0.005m, 下；0.08m メッシュ）

参考文献[1] 酒井ら：電中研研究報告 N06031（2007 年 6 月）

*Yukihiro Toyoda[1,2] and Yasuki Ohtori[2]

[1]CRIEPI, [2]Tokyo City Univ.

地震動の水平二方向入力が制御棒挿入性に与える影響

Effect of Bi-Directional Excitation on Scrammability

*俵谷　侑吾[1]，後藤　祥広[1]
[1]日立GEニュークリア・エナジー

地震動の水平二方向入力が制御棒挿入性に与える影響を確認するために，制御棒と燃料の三次元接触を考慮した時刻歴解析によって，燃料集合体の軌跡と制御棒挿入時間の関係を比較した．その結果，燃料集合体の軌跡によって制御棒挿入時間が若干変化するが，その影響は小さいことを確認した．

キーワード：水平二方向入力，スクラム，制御棒挿入性，数値解析，耐震

1. 緒言　沸騰水型原子炉は大規模な地震が発生すると制御棒を燃料集合体（以下燃料）の間に挿入し，原子炉を緊急停止させる．地震時には制御棒と燃料が接触することで制御棒挿入時間に遅れが生じる可能性があることから，制御棒挿入性評価は原子炉の耐震設計において重要である．また，近年耐震設計では地震動の入力方向を適切に組み合わせた評価が求められている．水平二方向の地震力が燃料に作用すると，燃料の軌跡が単方向加振時と異なるため，制御棒挿入時間に影響する可能性がある．

本検討では，水平二方向入力が制御棒挿入時間に与える影響を確認するために，三次元接触を考慮した時刻歴解析[1]を用い，水平二方向入力時の燃料の軌跡が挿入時間に与える影響を確認した．

2. 評価方法　水平二方向の入力地震動の相関により，燃料が多様な軌跡を描くことが想定される．本検討では燃料の代表的な軌跡を模擬するため，振幅及び周期が同一で，位相差（0°，30°，60°，90°）がある正弦波二波を直交入力することとした．振幅については，制御棒挿入性評価で用いられる設計目安の燃料変位の$(1/\sqrt{2})$倍に設定し，周期については燃料の固有周期とした．この条件における燃料の軌跡を図 1 に示す．なお，図 1 の燃料変位はその最大値で正規化している．

本検討では，制御棒と燃料の三次元接触や制御棒駆動力を考慮した時刻歴解析によって地震時の制御棒挿入時間を評価した．

そして制御棒挿入時間を確認することで，燃料の軌跡が制御棒挿入性に与える影響を評価した．

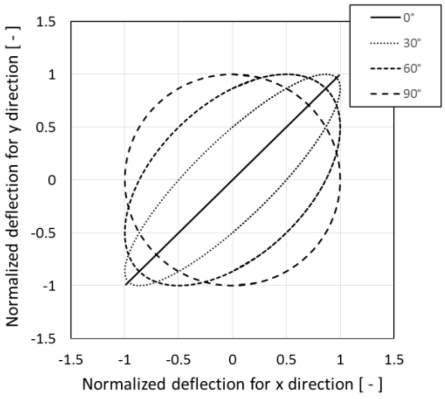


Figure 1　Trajectories of fuel assembly depending on phase differences of sine waves

3. 制御棒挿入時間の比較結果　正弦波の位相差と制御棒挿入時間（100%ストロークスクラム）の関係を表 1 に示す．なお，制御棒挿入時間は非加振時の挿入時間で正規化されている．位相差 0°の正弦波を水平二方向入力した場合と比較すると，位相差が大きい条件では制御棒挿入時間が最大約 3%遅れるものの，有意な差は見受けられなかった．以上より，制御棒挿入性評価で用いられる設計目安の燃料変位の$(1/\sqrt{2})$倍の水平二方向入力において，燃料の軌跡によって制御棒挿入時間は変化するものの，その影響は小さいことが確認された．

Table 1　Phase differences of sine waves and normalized scram time

Phase Difference [deg]	Normalized Scram Time [-]
0	1.16
30	1.18
60	1.19
90	1.19

参考文献

[1] Koide, Y. et al., 2011, “Development of Dynamic Insertion Model of Control Rods of Boiling Water Reactor under Seismic Events” Transactions of the Japan Society of Mechanical Engineers, Series C, Vol. 77 , No. 774 pp.319-328

*Yugo Hyotani[1]and Yoshihiro Goto[1]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd.