## Fri. Sep 10, 2021

## Room A

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

### [3A01-04] Stabilization &Immobilization 3

chair: Tetsuo Fukasawa (NFD)
9:30 AM - 10:45 AM Room A

[3A01] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ayaka Kakuda[1], Takumi Taniguchi[1], Masahiro Namiki[1], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Yoshihisa Kaneda[3], Norihisa Osawa[3], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1], Ryoichiro Kuroki[1] （1. IRID/JAEA, 2. CRIEPI, 3. Taiheiyo Consultant）

9:30 AM - 9:45 AM

[3A02] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Taku Otsuka[1], Yoshihisa Kaneda[2], Ryo Sakamoto[2], Kazuko Haga[2], Ayaka Kakuda[3], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3], Ryoichiro Kuroki[3] （1. CRIEPI, 2. Taiheiyo Consultant, 3. IRID/JAEA）

9:45 AM - 10:00 AM

[3A03] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yoshihisa Kaneda[1], Kazuko Haga[1], Norihisa Osawa[1], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Taku Otsuka[2], Ayaka kakuda[3], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3], Ryoichiro Kuroki[3] （1. Taiheiyo Consultant, 2. CRIEPI, 3. IRID/JAEA）

10:00 AM - 10:15 AM

[3A04] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Junya Sato[1], Ayaka Kakuda[1], Ken Imaizumi[2], Michio Kikuchi[3], Takeshi Yamamoto[3], Yoshihisa Kaneda[4], Norihisa Osawa[4], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1], Ryoichiro Kuroki[1] （1. IRID/JAEA, 2. Tokyo PT, 3. CRIEPI, 4. Taiheiyo Consultant）

10:15 AM - 10:30 AM

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

### [3A05-08] Stabilization &Immobilization 4

chair: Akihiro Suzuki (NFD)
10:45 AM - 12:00 PM Room A

[3A05] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Taku Otsuka[1], Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Takaya Kawato[1], Isao Kurashige[1], Ayaka Kakuda[2], Takeshi Osugi[2], Tomoyuki Sone[2], Ryoichiro Kuroki[2] （1. CRIEPI, 2. IRID/JAEA）

10:45 AM - 11:00 AM

[3A06] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Takeshi Yamamoto[1], Michio Kikuchi[1], Taku Otsuka[1], Takaya Kawato[1], Isao Kurashige[1], Ayaka Kakuda[2], Takeshi Osugi[2], Tomoyuki Sone[2], Ryoichiro Kuroki[2] （1. CRIEPI, 2. IRID/JAEA）

11:00 AM - 11:15 AM

[3A07] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yuta Takahashi[1], Ayaka Kakuda[1], Mayu Enomoto[1], Ken Imaizumi[2], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1], Ryoichiro Kuroki[1] （1. IRID/JAEA, 2. Tokyo PT）

11:15 AM - 11:30 AM

[3A08] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Chaerun Raudhatul Islam[1], Yutaro Kobayashi[2], Kazuko Haga[2], Yoshihisa Kaneda[2], Ayaka Kakuda[3], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3], Ryoichiro Kuroki[3], Tsutomu Sato[1] （1. Hokkaido Univ., 2. Taiheiyo Consultant, 3. JAEA）

11:30 AM - 11:45 AM

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

### [3A_PL] Rethinking the Value of Nuclear Power

©Atomic Energy Society of Japan

and the Roles of Atomic Energy Society of Japan

chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)
1:00 PM - 2:30 PM Room A

[3A_PL01] Measuring Value of Nuclear Science and Technology

*Akira Yamaguchi[1] (1. UTokyo)

[3A_PL02] Approaches by the Nuclear Energy Future Image WG

*Kenta Murakami[1] (1. UTokyo)

[3A_PL03] Discussion for the Future

*Yuichi Niibori[1], Jun Nishiyama[2], Naoto Hagura[3], Kohta Juraku[4], Takako Shiraki[5], Tatsuhiro Kamisato[6], Akira Yamaguchi[7], Kenta Murakami[7], (1. Tohoku Univ., 2. Tokyo Tech, 3. TCU, 4. TDU, 5. MHI, 6. Chiba Univ., 7. Utokyo)

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

## [3A09-12] Stabilization &Immobilization 5

chair: Tatsuro Matsumura (JAEA)
2:45 PM - 4:00 PM Room A

[3A09] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yutaro Kobayashi[1], Kazuko Haga[1], Yoshihisa Kaneda[1], Tsutomu Sato[2], Ayaka Kakuda[3], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3], Ryoichiro Kuroki[3] (1. Taiheiyo Consultant, 2. Hokkaido Univ., 3. IRID/JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[3A10] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Tadafumi Koyama[1], Kazuyoshi Uruga[1], Shizue Furukawa[1], John Vienna[2], Benjamin Parruzot[2], Xiaonan Lu[2], Takeshi Ohsugi[3], Tomoyuki Sone[3], Ryoichiro Kuroki[3] (1. CRIEPI, 2. PNNL, 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[3A11] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Shizue Furukawa[1], Tadafumi Koyama[1], Kazuyoshi Uruga[1], Michio Kikuchi[1], Taku Otsuka[1], Takeshi Yamamoto[1], Ken Imaizumi[2], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3], Ryoichiro Kuroki[3] (1. CRIEPI, 2. Tokyo PT, 3. IRID/JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

[3A12] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Kazuyoshi Uruga[1], Shizue Furukawa[1], Takatoshi Hijikata[1], Tadafumi Koyama[1], Ayaka Kakuda[2], Takeshi Osugi[2], Tomoyuki Sone[2], Ryoichiro Kuroki[2] (1. CRIEPI, 2. IRID/JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

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

## [3A13-16] Stabilization &Immobilization 6

chair: Junya Sato (IRID/JAEA)
4:00 PM - 5:15 PM Room A

[3A13] Investigation about the hydrogen generation behavior from Geopolymer

*Rui Akayama[1], Kanae Matsuyama[1], Masaru Yuhara[1] (1. TOSHIBA ESS)

4:00 PM - 4:15 PM

[3A14] The influence of electron radiation on the mechanical properties of geopolymers

*Yaru Yang[1], Suematsu Hisayuki[1], Thi Mai Dung Do[1], Thi Chau Duyen Le[1], Isamu Kudou[2], Niihara Koichi[3], Tadachika Nakayama[3] (1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology , 2. ADVAN ENG. Co., ltd, 3. Nagaoka University of Technology )

4:15 PM - 4:30 PM

[3A15] A geopolymer for solidification of radioactive waste

*Eiki Adachi[1], Nobuyuki Sekine[1], Marcela Brazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2] (1. Fuji Electric, 2. Jacobs Slovakia)

4:30 PM - 4:45 PM

[3A16] A geopolymer for solidification of radioactive waste

*Nobuyuki Sekine[1], Eiki Adachi[1], Kimihiro Onozaki[1], Hisashi Mikami[1], Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2], Toshiyuki Takeda[3], Moegi Tomura[3], Hirotaka Ohura[3] (1. Fuji Electric, 2. Jacobs Slovakia, 3. JAPC)

4:45 PM - 5:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

## Room B

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

### [3B01-04] Nuclide Adsorption &Separation 1

chair: Tomofumi Sakuragi (RWMC)
9:30 AM - 10:45 AM Room B

[3B01] Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant

*Koichi Kakinoki[1], Takashi Shimada[1], Naoki Ogawa[1], Ryokichi Hamaguchi[1], Taisuke Tsukamoto[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Tomoo Yamamura[3], Chihiro Tabata[3], Mariko Konaka[3] (1. MHI, 2. Tokyo Tech, 3. Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

[3B02] Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant

*Miki Harigai[1], Masahiko Nakase[1], Tomoo Yamamura[2], Chihiro Tabata[2], Koichi Kakinoki[3], Naoki Ogawa[3], Ryokichi Hamaguchi[3], Taisuke Tsukamoto[3], Takashi Shimada[3] (1. Tokyo Tech, 2. Kyoto Univ., 3. MHI)

9:45 AM - 10:00 AM

[3B03] Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant

*Tomoo Yamamura[1], Chihiro Tabata[1], Mariko Konaka[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Koichi Kakinoki[3], Naoki Ogawa[3], Ryokichi Hamaguchi[3], Taisuke Tsukamoto[3], Takashi Shimada[3] (1. KURNS, Kyoto Univ., 2. Tokyo Tech, 3. MHI)

10:00 AM - 10:15 AM

[3B04] Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON

*Chihiro Tabata[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Kenji Shirasaki[3], Tomoo Yamamura[1], Koichi Kakinoki[4], Naoki Ogawa[4], Ryokichi Hamaguchi[4], Taisuke Tsukamoto[4], Takashi Shimada[4] (1. Kyoto Univ., 2. Tokyo Tech, 3. Tohoku Univ., 4. MHI)

10:15 AM - 10:30 AM

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

### [3B05-08] Nuclide Adsorption &Separation 2

chair: Takatoshi Hjikata (CRIEPI)
10:45 AM - 12:00 PM Room B

[3B05] Decontamination of alkali chloride baths containing nuclear material by precipitation and distillation techniques

*Jun-ya Ibe[1], Mao Mitani[1], Youko Takahatake[2], Sou Watanabe[2], Masayuki Watanabe[2], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM

[3B06] Bioseparation process of platinum group elements and molybdenum from radioactive liquid wastes

Norizo Saito[1], Hayato Tokumoto[1], Kensuke Kurahashi[1], Mikio Kato[1], *Yasuhiro Konishi[1] (1. Osaka Prefecture University)

11:00 AM - 11:15 AM

[3B07] Basic Reseach Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Hidenori Kawashima[1], Yasufumi Usui[1], Norio Kanehira[2], Masayuki Takeuchi[3], Yoshihiro Okamoto[3], Tsuyoshi Usami[4] (1. IHI, 2. JNFL, 3. JAEA, 4. CRIEPI)

11:15 AM - 11:30 AM

[3B08] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

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

11:30 AM - 11:45 AM

### [3B_GM] The 63rd General Meeting of Subcommittee of Human-Machine Systems Research

12:10 PM - 12:50 PM Room B

[3B_GM] General Meeting

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

### [3B09-12] Nuclide Adsorption &Separation 3

chair: Sohei Sukenaga (Tohoku Univ.)
2:45 PM - 4:00 PM Room B

[3B09] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

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

©Atomic Energy Society of Japan

2:45 PM - 3:00 PM

[3B10] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Yoshihiro Okamoto[1], Takayuki Nagai[1], Hajime Taida[1], Daisuke Akiyama[2], Haruya Koshino[2], Akira Kirishima[2] (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[3B11] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

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

3:15 PM - 3:30 PM

[3B12] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

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

3:30 PM - 3:45 PM

---

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

## [3B13-16] Nuclide Adsorption &Separation 4

chair: Tomoo Yamamura (Kyoto Univ.)
4:00 PM - 5:15 PM Room B

---

[3B13] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

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

4:00 PM - 4:15 PM

[3B14] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Sou Watanabe[1], Daisuke Sato[1], Kimihiko Yano[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1] (1. JAEA)

4:15 PM - 4:30 PM

[3B15] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Daisuke Sato[1], Sou Watanabe[1], Kimihiko Yano[1], Shin-ichi Kitawaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Atsuhiro Shibata[1], Masayuki Takeuchi[1] (1. JAEA, 2. Shibaura Inst. of Tech.)

4:30 PM - 4:45 PM

[3B16] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Takehiko Tsukahara[1], Brandt Aileen[1], Sou Watanabe[2], yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2] (1. Tokyo Tech, 2. JAEA)

4:45 PM - 5:00 PM

# Room C

---

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

## [3C01-04] Decommissioning Technology for Fukushima 3

chair: Yasuyuki Nakamura (JAEA)
9:30 AM - 10:35 AM Room C

---

[3C01] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

*Takumi Senga[1], Shinnichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2], Zyunn Nagaoka[2] (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM

[3C02] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

*Keisuke Matsumoto[1], Kyoya Watanabe[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2], Toru Nagaoka[2] (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

9:45 AM - 10:00 AM

[3C03] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

*Kyoya Watanabe[1], Keisuke Matsumoto[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2], Toru Nagaoka[2] (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM

[3C04] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

*Shohei Nishino[1], Daisuke Kawasaki[1], Yanagihara Satoshi[1] (1. Univ. of Fukui)

10:15 AM - 10:30 AM

---

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

## [3C05-07] Technologies for Dismantling, Decontamination &Evaluation 1

chair: Daisuke Kawasaki (Univ. of Fukui)
10:35 AM - 11:25 AM Room C

©Atomic Energy Society of Japan

[3C05] Study of possibility of clearance measurement for covered cables and control panels by detection simulation

*Masakazu Namekawa[1], Taro Shimada[2], Seiji Takeda[2] （1. NAIS, 2. JAEA）

10:35 AM - 10:50 AM

[3C06] Development of dose evaluation method for confirmation of completion of decommissioning

*Taro Shimada[1], Kazuji Miwa[1], Toshihisa Sasaki[2], Seiji Takeda[1] （1. JAEA, 2. V.I.C.）

10:50 AM - 11:05 AM

[3C07] Development of dose evaluation method for confirmation of completion of decommissioning

*Kazuji Miwa[1], Masakazu Namekawa[2], Taro Shimada[1], Takeda Seiji[1] （1. JAEA, 2. NAIS）

11:05 AM - 11:20 AM

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

## [3C08-11] Technologies for Dismantling, Decontamination &Evaluation 2

chair: Taro Shimada (JAEA)
11:25 AM - 12:30 PM Room C

[3C08] Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe (Part 4)

*Seigo Kai[1], Ryo Ikeda[1], Hideharu Takahashi[1], Hayato Taniguchi[2], Akihiko Kawashima[2], Hiroshi Takahashi[3], Keisuke Jinza[4], Hiroshige Kikura[1] （1. Tokyo Institute of Technology , 2. Shintokogio, Ltd., 3. Fuji Furukawa Engineering &Construction Co.,Ltd., 4. Fuji Electric Co., Ltd.）

11:25 AM - 11:40 AM

[3C09] Simplification of geometry in reactor core for activation estimation using Monte Carlo code

*Takuma Noto[1], Norikazu Kinoshita[1], Kazuaki Kosako[1], Hitoshi Nakashima[1], Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Tsutomu Ohtsuki[2], Makoto Inagaki[2], Shun Sekimoto[2] （1. Shimizu, 2. KURNS）

11:40 AM - 11:55 AM

[3C10] Risk Analysis on Schedule Slip of Radioactive Waste Treatment for Decommissioning Nuclear Power Plant

*Tatsuro Ishikuro[1], Takashi Tanaka[1], Yuuki Tsuhara[1], Satoshi Yanagihara[2] （1. KANDEN POWER-TECH CORPORATION, 2. UNIVERSITY OF FUKUI）

11:55 AM - 12:10 PM

[3C11] Research on Issues and Solution Ideas for Safe and Rational Decommissioning of Commercial Nuclear Power Plants

*Masaki Onodera[1], Junji Eto[1], Tomoaki Suenaga[1], Harunaga Yanagawa[1], Hiroshi Suzuki[1] （1. MRI）

12:10 PM - 12:25 PM

# Room D

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

## [3D01-02] Debris Behavior

chair: Shinichiro Yamashita (JAEA)
9:30 AM - 10:10 AM Room D

[3D01] Evaluation on thermodynamic properies of Cs-B-O compounds using DFT calculations

*Chikashi Suzuki[1] （1. JAEA）

9:30 AM - 9:45 AM

[3D02] Investigation of the microstructure and mechanical property of Zr-SUS-$B_4C$ model debris

*Huilong Yang[1], Kenta Murakaki[1], Syo Kano[1], Hiroaki Abe[1] （1. UTokyo）

9:45 AM - 10:00 AM

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

## [3D03-08] Irradiation Effect

chair: Naoyuki Hashimoto (Hokkaido Univ.)
10:10 AM - 11:55 AM Room D

[3D03] Diffusivity of Nickel in Fe under 3MeV Fe Irradiation at 673K Studied by Atom Probe Tomography

*Xinrun Chen[1], Phongsakorn Park Tom[1], Ba Vu Chinh Nguyen[1], Kenta Murakami[1,2] （1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. UTokyo）

10:10 AM - 10:25 AM

[3D04] Atom probe tomography analysis of anisotropic distribution of solute elements (Mn, Ni)on irradiated Fe - based model alloy

*Ba Vu Chinh Nguyen[1], Kenta Murakami[2,1], Liang Chen[3], Phongsakorn Prak Tom[1] （1. Nagaoka University of Technology, 2. The University of Tokyo, 3. Shianghai Jiao Tong University）

10:25 AM - 10:40 AM

[3D05] Synergistic Effects of Irradiation Flux and Alloy

©Atomic Energy Society of Japan

Composition on Point Defect Behaviors by Tracking Loop Nucleation and Growth
*Dongyue Chen[1], Kenta Murakami[1], Huilong Yang[1], Liang Chen[2], Hiroaki Abe[1], Naoto Sekimura[1] (1. UTokyo, 2. Shanghai Jiao Tong University)
10:40 AM - 10:55 AM

[3D06] Study of irradiation hardening mechanism due to solute atom cluster in a SUS steel
*Ken-ichi Fukumoto[1], Takaaki Mabuchi[1], Katsuhiko Fujii[2] (1. RINE/Univ. of Fukui, 2. INSS)
10:55 AM - 11:10 AM

[3D07] Rate theory analysis of material damage process under neutron irradiation
*Liangfan Zhu[1], Kazunori Morishita[1], Yoshiyuki Watanabe[2] (1. Kyoto Univ., 2. QST)
11:10 AM - 11:25 AM

[3D08] Molecular dynamics evaluation of the irradiation effects on nano-scale crack propagation
*Tatsuya Toyoda[1], Xiaoyong Ruan[1,2], Kazunori Morishita[1], Kiyohiro Yabuuchi[1] (1. Kyoto Univ., 2. QST)
11:25 AM - 11:40 AM

---

## [3D_GM] The 43rd General Meeting of Materials Science and Technology Division

12:10 PM - 12:50 PM Room D

---

[3D_GM] General Meeting

---

Planning Lecture | Technical division and Network | Materials Science and Technology Division

## [3D_PL] Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part II-

chair: Mitsuhiro Kodama (TEPCO HD)
1:00 PM - 2:30 PM Room D

---

[3D_PL01] A center for new research reactor development and utilization at KURNS, and versatile use for the new research reactor
*Masahiro Hino[1] (1. Kyoto Univ.)

[3D_PL02] Current Status of New Test and Research Reactor at the Monju Site
*Hideaki Mineo[1] (1. JAEA)

[3D_PL03] Necessity of Domestic Materials Testing Reactor
*Takeshi Toyama[1], Masanori Yamazaki[1] (1. Tohoku Univ.)

[3D_PL04] Discussion
*Kenichi Fukumoto[1] (1. Univ. of Fukui)

---

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

## [3D09-12] PWSCC

chair: Hiroaki Abe (UTokyo)
2:45 PM - 4:00 PM Room D

---

[3D09] SCC initiation of cold worked Alloy 690TT under simulated PWR primary water
*Toru Oumaya[1], Takumi Terachi[2], Takuyo Yamada[1], Kohei Kokutani[1], Koji Arioka[1] (1. INSS, 2. KEPCO)
2:45 PM - 3:00 PM

[3D10] Effect of microstructure on SCC growth behavior of thermal aged SUS630 in high-temperature water
*Takuyo Yamada[1], Kohei Kokutani[1], Toru Oumaya[1], Koji Arioka[1] (1. INSS)
3:00 PM - 3:15 PM

[3D11] Relation between grain boundary oxidation and IASCC initiation of neutron-irradiated stainless steels under simulated PWR primary water conditions
*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. INSS)
3:15 PM - 3:30 PM

[3D12] Effects of thermal aging and irradiation on corrosion behavior of austenitic stainless steel weld metals
*Katsuhiko Fujii[1], Takuyo Yamada[1], Kohei Kokutani[1], Koji Fukuya[1] (1. INSS)
3:30 PM - 3:45 PM

---

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

## [3D13-16] Zircalloy

chair: Ken-Ichi Fukumoto (Univ. of Fukui)
4:00 PM - 5:15 PM Room D

---

[3D13] In-situ TEM observation of the dissolution and re-precipitation behavior of hydrides in Zircaloy-4
*Simian Liu[1,2], Huilong Yang[1], Sho Kano[1], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo, 2. Xi'an Jiaotong Univ)
4:00 PM - 4:15 PM

[3D14] High Temperature Hoop Deformation of

©Atomic Energy Society of Japan

Zircaloy- 4 Nuclear Fuel Cladding using Advanced Expansion due to Compression Test

*Neli Sashkova Nikolova[1], Huilong Yang[1], Sho Kano[1], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo)

4:15 PM - 4:30 PM

[3D15] Development of Metal-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuel

*Hiroaki Abe[1], Sho Kano[1], Huilong Yang[1], Kazuhiro Takanabe[1], Akira Nakayama[1], Ying Chen[2], Masatake Yamaguchi[3], Yasunari Shinohara[4], Koichi Ogata[4] (1. The University of Tokyo, 2. Tohoku University, 3. JAEA, 4. NDC)

4:30 PM - 4:45 PM

[3D16] Development of Metal-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuel

*Sho Kano[1], Kenta Murakami[1,2], Huilong Yang[1], Kazuhiro Takanabe[1], Akira Nakayama[1], Ying Chen[3], Masataka Yamaguchi[4], Yasunari Shinohara[5], Koichi Ogata[5], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo, 2. Nagaoka Univ. of Tech., 3. Tohoku Univ., 4. JAEA, 5. NDC)

4:45 PM - 5:00 PM

## Room E

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

### [3E01-03] Behavior of Radioactive Nuclides 1

chair: Shunsuke Uchida (JAEA)
9:30 AM - 10:25 AM Room E

[3E01] Investigation of effect by the late-phase release of boron-containing atmosphere on CsI deposit formed on reactor structural material SUS304L

*Muhammad Rizaal[1], Shuhei Miwa[1], Eriko Suzuki[1], Jumpei Imoto[1], Masahiko Osaka[1], Mélany Gouëllo[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. VTT Technical Research Centre of Finland)

9:30 AM - 9:45 AM

[3E02] Effect of Titanium on the Cs Chemisorption of Stainless Steel

*I Wayan Ngarayana[1], Kenta Murakami[2], Do Thi Mai Dung[1] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Tokyo University)

9:45 AM - 10:00 AM

[3E03] Evaluation of chemisorption experiments by the SA analysis code SAMPSON

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

10:00 AM - 10:15 AM

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

### [3E04-05] Behavior of Radioactive Nuclides 2

chair: Junichi Takagi (TOSHIBA ESS)
10:25 AM - 11:05 AM Room E

[3E04] Study and evaluation of cesium chemisorption behavior onto steel under simulated nuclear reactor severe accident environment in 400°C.

*Nabaichuan Li[1], Ken Kurosaki[1], Kunihisa Nakajima[2], Eriko Suzuki[2] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

10:25 AM - 10:40 AM

[3E05] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

*Kenichi Tezuka[1], Chiaki Kino[1], Hidetoshi Karasawa[2], Shunsuke Uchida[2] (1. The Institute of Applied Energy, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:40 AM - 10:55 AM

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

### [3E06-08] Radiolysis 1

chair: Ryuji Nagaishi (JAEA)
11:05 AM - 12:00 PM Room E

[3E06] The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation

*Kuniki Hata[1], Satoshi Hanawa[1], Yasuhiro Chimi[1], Shunsuke Uchida[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[3E07] The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation

*Shunsuke Uchida[1], Kuniki Hata[1], Satoshi hanawa[1], Yasuhiro Chimi[1] (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

[3E08] Track diffusion model simulation study on primary processes of neutron radiolysis of water at high temperatures

*Yusa Muroya[1], Yoichi Wada[2], Masahiko Tachibana[2], Kazushige Ishida[2], Ryosuke Shimizu[3], Takahiro Kozawa[1]

©Atomic Energy Society of Japan

（1. ISIR, Osaka Univ., 2. Res. Develop. Gr, Hitachi, Ltd., 3. Hitachi-GE Nucl. Energy, Ltd.）
11:35 AM - 11:50 AM

---

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

## [3E_PL] Fundamental Policy and Future Strategy of Standards Committee

chair: Naoto Sekimura (UTokyo)
1:00 PM - 2:30 PM Room E

---

[3E_PL01] Fundamental Policy of Standards Committee
*Akio Yamamoto[1]（1. Nagoya Univ.）

[3E_PL02] Utilities' expectations toward the standards and future actions
*Yasunori Yamanaka[1]（1. FEPC）

[3E_PL03] Case Examination
*Takashi Takata[1]（1. UTokyo）

[3E_PL04] Discussion
*Naoto Sekimura[1], Akio Yamamoto[2], Yasunori Yamanaka[3], Takashi Takata[1]（1. UTokyo, 2. Nagoya Univ., 3. FEPC）

---

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

## [3E09-11] Radiolysis 2

chair: Yusa Muroya (Osaka Univ.)
2:45 PM - 3:45 PM Room E

---

[3E09] Radiolysis Studies on H2 Retention with Changing Hydrophilicity of Carbonate Slurry
Ryuji Nagaishi[1], Tatsuya Ito[1], *Ryo Kuwano[1]（1. JAEA）
2:45 PM - 3:00 PM

[3E10] Radiolysis Studies on $H_2$ Retention with Changing Hydrophilicity of Carbonate Slurry
*Ryuji Nagaishi[1], Masao Gohdo[2], Ryo Kuwano[1], Tatsuya Ito[1], Yoichi Yoshida[2], Ryoya Tamaki[2]（1. JAEA, 2. Osaka Univ.）
3:00 PM - 3:15 PM

[3E11] Radiolysis Studies on $H_2$ Retention with Changing Hydrophilicity of Carbonate Slurry
*Tatsuya Ito[1], Ryuji Nagaishi[1], Ryo Kuwano[1]（1. JAEA）
3:15 PM - 3:30 PM

# Room F

---

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

## [3F01-04] Advanced Rreactor Equipment Design &Seismic Technology

chair: Fumihiko Ishibashi (Toshiba ESS)
10:05 AM - 11:20 AM Room F

---

[3F01] Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray using AI
*Shiro Takahashi[1], Keita Okuyama[1], Michiaki Kurosaki[2], Eisuke Wakabayashi[2], Tomoyasu Inoue[2], Junta Yamada[2], Shonosuke Yukita[3]（1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Hitachi Industry &Control Solutions）
10:05 AM - 10:20 AM

[3F02] Development of Advanced Construction Method for Application to Nuclear Facilities
*Kunihiko Sato[1], Gentarou Nagashima[2], Tomofumi Yamamoto[2], Toshiaki Hamagami[3], Yuusuke Ehara[4], Takeshi Ugata[5]（1. MHI NS Engineering, 2. Mitsubishi Heavy Industries, 3. Obayashi Corporation, 4. Takenaka Corporation, 5. Taisei Corporation）
10:20 AM - 10:35 AM

[3F03] Seismic Test Result of the Main Steam Isolation Valve for the Boiling Water Reactor Nuclear Power Plant (Part II)
*Hideaki Itabashi[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Koji Nishino[1], Shin Kumagai[3], Ryo Kubota[3], Shota Tanemura[3]（1. TOSHIBA ESS, 2. Chubu Electric Power, 3. HGNE）
10:35 AM - 10:50 AM

[3F04] Seismic Test Result (Static load test) of the Dynamic Functional Demand Valve for Nuclear Power Plant
*Yoshinao Matsubara[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Koji Nishino[1], Urara Watanabe[1], Shin Kumagai[3], Ryo Kubota[3], Shota Tanemura[3], Shigeki Suzuki[4], Motoaki Fuji[4], Yoshiaki Takemoto[4]（1. TOSHIBA ESS, 2. Chubu Electric Power, 3. HGNE, 4. MHI）
10:50 AM - 11:05 AM

---

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

## [3F05-06] Optimization of Nuclear Regulatory Inspection

chair: Kenta Murakami (UTokyo)
11:20 AM - 12:00 PM Room F

---

[3F05] Research on Efficient Operation of Nuclear Regulatory Inspection System and Improvement of Inspectors' Competence

©Atomic Energy Society of Japan

*Junji Eto[1], Hiroki Sugino[1], Masaki Onodera[1], Shono Fujiyama[1], Kiyoshi Nakajima[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Kiyoteru Suzuki[1] (1. Mitsubishi Research Institute, Inc.)

11:20 AM - 11:35 AM

[3F06] Research on Efficient Operation of Nuclear Regulatory Inspection System and Improvement of Inspectors' Competence

*Hiroki Sugino[1], Junji Eto[1], Masaki Onodera[1], Shono Fujiyama[1], Kiyoshi Nakajima[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Kiyoteru Suzuki[1] (1. MRI)

11:35 AM - 11:50 AM

---

## [3F_GM] The 40th General Meeting of Operation and Power Division

12:10 PM - 12:50 PM Room F

---

[3F_GM] General Meeting

---

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Division

## [3F_PL] Voluntary efforts to improve nuclear safety in the energy industry with a view to the 6th strategic energy plan

chair: Takaaki Sakai (Univ. of Tokai)

1:00 PM - 2:30 PM Room F

---

[3F_PL01] Voluntary efforts to improve nuclear safety in ATENA

*Takamori Suzuki[1] (1. ATENA)

[3F_PL02] Voluntary efforts to improve nuclear safety in JANSI

*Norio Atsumi[1] (1. JANSI)

[3F_PL03] Voluntary efforts for safety enhancement at the nuclear power plants of Chubu Electric Power Co. , Inc.

*Yoshitaka Tsutsumi[1] (1. Chubu Electric Power)

# Room G

---

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

## [3G01-03] Applied Numerical Simulations

chair: Mikio Sakai (UTokyo)

9:55 AM - 10:50 AM Room G

---

[3G01] Criticality Analysis of Inverse Power Law Random Media with Spectral Range Control

*Taro Ueki[1] (1. JAEA)

9:55 AM - 10:10 AM

[3G02] Improvement of the Analysis of Metallic Corium Solidification in VULCANO VF-U1 Experiment with MPS Method

*Takanari Fukuda[1], Akifumi Yamaji[1], Xin Li[1] (1. Waseda Univ.)

10:10 AM - 10:25 AM

[3G03] Prediction of Flow Behavior with Machine Learning Using Convolutional LSTM

*Aya Kitoh[1], Kei Maeshima[1], Kenya Takiwaki[1], Hideki Horie[1] (1. TOSHIBA ESS)

10:25 AM - 10:40 AM

---

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

## [3G04-07] Advanced Simulation

chair: Aya Kitoh (TOSHIBA ESS)

10:50 AM - 12:00 PM Room G

---

[3G04] Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

*Hiroshi Akie[1], Kenichi Tada[1], Ayako Ono[1], Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Yoshida[1], Tomohiro Kawanishi[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

[3G05] Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

*Kenichi Tada[1], Hiroshi Akie[1], Ayako Ono[1], Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Yoshida[1], Tomohiro Kawanishi[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

[3G06] MPS simulation for a melt pool involving melting and resolidification

*Ziliang Zhang[1], Guangtao Duan[1], Mikio Sakai[1] (1. UTokyo)

11:20 AM - 11:35 AM

[3G07] A MPS method with consistent high-order schemes for droplet simulations

*Guangtao Duan[1], Mikio Sakai[1] (1. Univ. of Tokyo)

11:35 AM - 11:50 AM

---

## [3G_GM] The 30th General Meeting of Computational Science and Engineering Division

12:10 PM - 12:50 PM Room G

---

[3G_GM] General Meeting

---

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

©Atomic Energy Society of Japan

### [3G_PL] Utilization of virtual space in nuclear field

chair: Yoshio Suzuki (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room G

[3G_PL01] Introduction of the virtual reactor workshop
*Genichiro Wakabayashi[1] (1. Kindai Univ.)

[3G_PL02] Latest trends in severe accident analysis code SAMPSON
*Masao Chaki[1] (1. IAE)

[3G_PL03] V&V for degital twin
*Seiichi Koshizuka[1] (1. UTokyo)

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

### [3G08-10] Microscopic Calculations

chair: Mitsuhiro Itakura (JAEA)
2:45 PM - 3:40 PM Room G

[3G08] analyze of recombination reaction by first-principle caliculation
*Akira Yamada[1], Hideji Tsujii[1], Motoshige Yagyu[1], Hirofumi Okabe[1] (1. TOSHIBA ESS)
2:45 PM - 3:00 PM

[3G09] Qbit realization using nonlinear quantum wave control
*Yoritaka Iwata[1], Yasuhiro Takei[2] (1. Kansai University, 2. Mizuho Research &Technologies)
3:00 PM - 3:15 PM

[3G10] Study of fission dynamics using 4-dimensional Cassini parameterization in actinide region
*Kazuki Okada[1], Takahiro Wada[1] (1. Kansai Univ.)
3:15 PM - 3:30 PM

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

### [3G11-14] Calculations by Molecular Dynamics

chair: Yoritaka Iwata (Kansai Univ.)
3:40 PM - 4:50 PM Room G

[3G11] molecular dynamics studies to evaluate the change in the non-linear ultrasonic component caused by nano-structures (3)
*Syou Mori[1], Nayuta Matsuda[1], Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[2] (1. UTokyo, 2. JAEA)
3:40 PM - 3:55 PM

[3G12] Behaviors of Vacancy Clusters in Zr by Machine Learning Molecular Dynamics
*Kiyoto Tsugawa[1], Satoshi Terayama, Taira Okita[1], Masahiko Okumura[2], Mitsuhiro Itakura[2] (1. University of Tokyo, 2. JAEA)
3:55 PM - 4:10 PM

[3G13] Machine learning molecular dynamics for multi-component system
*Keita Kobayashi[1], Nakamura Hiroki[1], akiko yamaguchi[1,2], mitsuhiro itakura[1], masahiko machida[1], masahiko okumura[1] (1. JAEA, 2. UTokyo)
4:10 PM - 4:25 PM

[3G14] Modeling of capillary transport of liquid component in porous media in severe accident
*Mitsuhiro Itakura[1], Hiroki Nakamura[1], Masahiko Okumura[1] (1. JAEA)
4:25 PM - 4:40 PM

## Room H

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-3 Neutron Source, Neutron Technology

### [3H01-03] Small Neutron Source

chair: Koichi Kino (AIST)
9:45 AM - 10:45 AM Room H

[3H01] Evaluation of neutron production by the p-Li reaction for BNCT using ACE-J40HE
*Yuki Tanagami[1], Takeo Nishitani[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atushi Yamazaki[1], Akira Uritani[1] (1. Nagoya Univ.)
9:45 AM - 10:00 AM

[3H02] Isotope Generation at a Laser-driven Neutron Source and Neutron Fluence Estimated by Activation Method
*Takato Mori[1], Akifumi Yogo[1], Takehito Hayakawa[2,1], Yasunobu Arikawa[1], Yuki Abe[1,3], S.R. Mirfayzi[4], Hiroaki Nishimura[5], Mitsuo Nakai[5,1], Shinsuke Fujioka[1], Ryosuke Kodama[1] (1. Institute of Laser Engineering, Osaka Univ., 2. QST, 3. Osaka Univ., 4. Blackett Laboratory, Imperial College London, 5. FUT)
10:00 AM - 10:15 AM

[3H03] A conceptual design of neutron source using proton cyclotron accelerator at KURNS
*Masahiro Hino[1], Riichiro Nakamura[1], Hiroki Tanaka[1], Yasutoshi Kuriyama[1], Yoshihisa Iwashita[1] (1. Kyoto Univ.)
10:15 AM - 10:30 AM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-3 Neutron Source, Neutron Technology

©Atomic Energy Society of Japan

## [3H04-07] Neutron Detection Techniques

chair: Kaoru Sakasai (JAEA)
10:45 AM - 12:00 PM Room H

[3H04] A study of the fast neutron beam profile measurement

*Ryuji Uemoto[1], Hiroyuki Uno[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Takashi Kamiyama[3], Hirotaka Sato[3], Yoshiaki Kiyanagi[3] (1. ATEX, 2. TTSI, 3. Hokkaido Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

[3H05] Current status of nondestructive analysis for metal joints at the compact neutron facility AISTANS

*koichi kino[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Masahito Tanaka[1,2], Yo Tomota[1,2], Takeshi Fujiwara[1,2], Takemi Muroga[2], Akira Watazu[1,2], Takanori Ito[3,2] (1. AIST, 2. ISMA, 3. NISSAN ARC)

11:00 AM - 11:15 AM

[3H06] Measurement and verification of neutron flux from a single neutron source in graphite moderator by using the small Eu:$LiCaAlF_6$ scintillation detector

*Kaze Makabe[1], Takanori Kameyama[1], Eizi Takada[2] (1. Tokai University, 2. National Institute of Technology, Toyama College)

11:15 AM - 11:30 AM

[3H07] Double-focusing method for phase correction in neutron resonance spin-echo spectroscopy

*Fumiaki Funama[1], Seiji Tasaki[1], Masahiro Hino[1], Tatsurou Oda[1], Hitoshi Endo[2] (1. KYOTO UNIVERSITY, 2. KEK)

11:30 AM - 11:45 AM

## [3H_GM] The 55th General Meeting of Radiation Science and Technology Division

12:10 PM - 12:50 PM Room H

[3H_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network | Radiation Science and Technology Division

## [3H_PL] Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

chair: Yuki Sato (JAEA)
1:00 PM - 2:30 PM Room H

[3H_PL01] Current status and future challenges for radiation measurement and shielding at Fukushima Daiichi NPP

*Shiro Takahira[1] (1. TEPCO HD)

[3H_PL02] Radiation measurement and mapping technology developed/applied after the FDNPS accident

*Tatsuo Torii[1] (1. Fukushima Univ.)

[3H_PL03] Radioactive source estimation based on radiation shielding knowledge

*Hideo Hirayama[1] (1. KEK)

[3H_PL04] Discussion

*Yuki Sato[1] (1. JAEA)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-4 Medical Use of Quantum Beam

## [3H08-10] RI Production for Medicine

chair: Keisuke Maehata (Teikyo Univ.)
2:45 PM - 3:40 PM Room H

[3H08] Scale up experiment of A-225 production using an electron accelerator

*Takahiro Tadokoro[1], Mizuho Maeda[1], Kento Nishida[1], Yuichiro Ueno[1], Takahiro Watanabe[2], Takahiro Sasaki[2], Masaharu Ito[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Kenji Shirasaki[4], Shun Sekimoto[5] (1. Hitachi, Ltd., R&D Group, 2. Hitachi, Ltd., Smart Life Business Management Division, 3. Research Center for Electron Photon Science, Tohoku University, 4. Institute for Materials Research, Tohoku University, 5. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

2:45 PM - 3:00 PM

[3H09] Scale up experiment of Ac-225 production using an electron accelerator

*Mizuho Maeda[1], Takahiro Tadokoro[1], Kento Nishida[1], Yuichiro Ueno[1], Takahiro Watanabe[2], Takahiro Sasaki[2], Masaharu Itoh[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Kenji Shirasaki[4], Shun Sekimoto[5] (1. Hitachi, Ltd., Research &Development Group, 2. Hitachi, Ltd., Smart Life Business Management Division, 3. ELPH, Tohoku Univ., 4. IMR, Tohoku Univ., 5. KURNS)

3:00 PM - 3:15 PM

[3H10] Study on Ac-225 radiopharmaceutical production from Ra-226 by using an electron LINAC: Update of Ra-226 target development and thermal design

*Kunihiro Miyoshi[1], Kotaro Nagatsu[2], Hisashi Suzuki[2], Masafumi Ozeki[1], Hidetoshi Kikunaga[3], Shigeru

©Atomic Energy Society of Japan

Kashiwagi[3], Ryohei Terabayashi[1], Masahiro Sakurai[1], Mitsuru Uesaka[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. iQMS-QST, 3. Tohoku Univ.)
3:15 PM - 3:30 PM

## Room I

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

### [3I01-05] Analysis Code Development

chair: Satoshi Takeda (Osaka Univ.)
9:30 AM - 11:00 AM Room I

[3I01] Development of FRENDY/MG (3)Automated generation of background cross section set
*Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Kenichi Tada[2] (1. Nagoya Univ., 2. JAEA)
9:30 AM - 9:45 AM

[3I02] Development of Nuclides Generation and Depletion Code "S-Decay" for Education
*Tetsuo Matsumura[1], Takanori Kameyama[1] (1. Tokai U)
9:45 AM - 10:00 AM

[3I03] Verification of burnup calculation capability of a code system CBZ
*Go Chiba[1], Hiroki Harada[1] (1. Hokkaido Univ.)
10:00 AM - 10:15 AM

[3I04] Verification of burnup calculation capability of a code system CBZ
*Hiroki Harada[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)
10:15 AM - 10:30 AM

[3I05] Development of SCOPE2, Core Calculation Code Based on 3-D Fine-Mesh Multi-Group Transport Calculation for PWR
*Kento Yamamoto[1], Yasuhiro Kodama[1], Hiroaki Nagano[1], Go Chiba[2] (1. NFI, 2. Hokkaido Univ.)
10:30 AM - 10:45 AM

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

### [3I06-08] Cross Section Adjustment

chair: Go Chiba (Hokkaido Univ.)
11:00 AM - 11:55 AM Room I

[3I06] Development of Mitsubishi FBR Nuclear Design Code System GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ
*Koichi Ieyama[1], Hiroki Koike[1], Koji Asano[1], Yohei Kamiyama[2] (1. MHI, 2. MFBR)
11:00 AM - 11:15 AM

[3I07] A Nuclear Data Adjustment Method based on a Deterministic Sampling Method
*Yuhei Fukui[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya University)
11:15 AM - 11:30 AM

[3I08] Discussion on necessity of adjustment for all cross-sections and covariances in cross-section adjustment method
*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1] (1. Osaka University)
11:30 AM - 11:45 AM

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

### [3I09-12] Advanced Reactor Characterization

chair: Hiroshi Akie (JAEA)
2:45 PM - 3:55 PM Room I

[3I09] Study on plutonium consumption performance and generation cost of BWR using thorium fuel
*Tetsuya Inoue[1], Naoyuki Takaki[1] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY)
2:45 PM - 3:00 PM

[3I10] Optimization of LWR thorium fuel assembly to improve conversion ratio using Genetic Algorithms
*Taichi Takeishi[1], Takurou Matsuda[1], Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1] (1. Osaka Univ.)
3:00 PM - 3:15 PM

[3I11] Effect of moderator loading on LLFP production in fast reactor
*Shinnosuke Yasuda[1], Naoto Aizawa[1], Tomohiko Iwasaki[1] (1. Tohoku Univ.)
3:15 PM - 3:30 PM

[3I12] Evaluation of fast reactor core characteristics with even number mass Pu generated from MA transmutation by a fusion reactor
*Hiroki Shishido[1], Masaki Shimizu[1], Hidetoshi Hashizume[1] (1. Tohoku Univ.)
3:30 PM - 3:45 PM

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

### [3I13-15] Advanced Reactor Design

chair: Naoto Aizawa (Tohoku Univ.)
3:55 PM - 4:50 PM Room I

[3I13] Conceptual design of metallic-fueled high-flux experimental fast reactor with low fuel cost

©Atomic Energy Society of Japan

*Yuki Sakurai[1], Yuto Kimura[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City Univ)

3:55 PM - 4:10 PM

[3I14] Conceptual study of an Alpha Particle Engine for Deep Space Exploration

*Hiroki Yaguchi[1], Satuma Yamazaki[1], Keigo Hasegawa[1], Shingo Matumae[1], Yuuki Sakurai[1], Yuusaku Nemoto[1], Yuuki Hashimoto[1], Hajime Saigusa[1], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University)

4:10 PM - 4:25 PM

[3I15] Conceptual design of ultra compact RTG for deep space exploration

*Yuki Hashimoto[1], Satsuma Yamazaki[1], Keigo Hasegawa[1], Shingo Matsumae[1], Yuki Sakurai[1], Yusaku Nemoto[1], Hiroki Yaguchi[1], Hajime Saigusa[1], Naoyuki Takaki[1] (1. TCU)

4:25 PM - 4:40 PM

## Room J

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

### [3J01-04] Boiling &Condensation

chair: Wei Liu (Kyusyu Univ.)
9:30 AM - 10:45 AM Room J

[3J01] Study on quantification of condensation behavior based on a visualization experiment

*Tatsuki Hara[1], Tohru Suzuki[1], Yuya Imaizumi[2], Ken-ichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] (1. Tokyo City Univ., 2. JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

[3J02] Experiments on the onset criteria of boiling entrainment from a falling liquid film

*Junpei Tabuchi[1], Raka Firman[1], Tomio Okawa[1], Yuki Narushima[2], Hajime Furuichi[2], Kenichi Katono[2] (1. UEC, 2. Hitachi)

9:45 AM - 10:00 AM

[3J03] Effect of splashed droplets during liquid film cooling of high-temperature parallel plates

*Keisuke Nanri[1], Yutaro Umehara[1], Tomio Okawa[1] (1. The University of Electro-Communications)

10:00 AM - 10:15 AM

[3J04] Development of the simplified boiling model applied for the large scale simulation

*Ayako Ono[1], Susumu Yamashita[1], Hiroto Sakashita[2], Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

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

### [3J05-08] Single Phase Flow

chair: Tohru Suzuki (TCU)
10:45 AM - 12:00 PM Room J

[3J05] Research on temperature mixing phenomenon during reactor vessel accident with LIF

*Yuriko Shiomi[1], Kazuhiro Yoshida[1], Kei Higashi[1], Hideyuki Sakata[1], Tomoaki Ogata[1], Yashushi Makino[2], Koushi Taguchi[3] (1. MHI, 2. NDC, 3. KEPCO)

10:45 AM - 11:00 AM

[3J06] Study of a Fuel-Salt to Coolant-Salt Heat Exchanger for Molten Salt Fast Reactor

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

11:00 AM - 11:15 AM

[3J07] Construction and Performance Testing of Fluoride Molten Salt Loop

*Motoyasu Kinoshita[1], Aji Indarta[2], Kaito Kubo[1,2], Tastumi Arima[2], Kazunari Katayama[2] (1. MOSTECH, 2. Kyushu Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

[3J08] Numerical Simulations of Wall Temperature Fluctuation Caused by Penetration Flow into a Branch Pipe of Mixing Tee

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

11:30 AM - 11:45 AM

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

### [3J09-15] Gas-liquid Two-phase Flow

chair: Hiroyuki Yoshida (JAEA)
2:45 PM - 4:45 PM Room J

[3J09] Operating Conditions of Supersonic Steam Injector Considering Scale Effect

*Minamizono Yukiya[1], Eita Koyama[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. Univ. of Tsukuba professor emeritus)

2:45 PM - 3:00 PM

[3J10] Development of a gas-liquid two-phase flow machine-learning model based on experimental data

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1], Satoshi Nishimura[1] (1. CRIEPI)

©Atomic Energy Society of Japan

3:00 PM - 3:15 PM

[3J11] Development of thermal-hydraulics calculation module for reactivity accident simulation

*Hiroshi Haraguchi[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

[3J12] Evaluation of effects of non-condensable gas injection on circulation capability of two-phase natural circulation loop.

*Tetsuya Takada[1], Yasunori Yamamoto[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

[3J13] Research and development for understanding of liquid-film flow behavior around fuel rods in BWRs' fuel rod bundle

*Hajime Furuichi[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Kenichi Katono[1], Masaki Ikeda[1], Kenichi Yasuda[1], Kazuaki Kito[1] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:45 PM - 4:00 PM

[3J14] Effects of Water Level in the Upper Tank on Flow Characteristics in a Vertical Pipe under Flooding at Its Top End

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

4:00 PM - 4:15 PM

[3J15] Counter-Current Flow Limitation in Rod Bundles

*Michio Murase[1], Takaki Toshiya[1], Koji Nishida[1], Akio Tomiyama[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2. Kobe University)

4:15 PM - 4:30 PM

## Room K

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

### [3K01-06] Fast reactor equipment

chair: Tomomi Otani (MFBR)
9:30 AM - 11:10 AM Room K

[3K01] A Study on Structures of Reactor Vessel of Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor in case of adopted Three-dimensional seismic isolation system

*Masato Uchita[1], Takayuki Miyagawa[1], Hisatomo Murakami[2], Tetsuji Suzuno[2], Tomohiko Yamamoto[3] (1. JAPC, 2. MFBR, 3. JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

[3K02] Improvement of Signal Strength on Primary Heat Transport System Flow Rate in Pool type SFR

*Kazuya Takano[1], Atsushi Kato[1], Masato Uchita[2], Hitoshi Okazaki[3], Risako Ikari[3] (1. JAEA, 2. JAPC, 3. MFBR)

9:45 AM - 10:00 AM

[3K03] Study on Performance Evaluation of Self-actuated Shutdown System for Sodium-cooled Fast Reactor

*Tomoyuki Hiyama[1], Kosuke Aizawa[1], Jun Kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1], Kazuyoshi Nagasawa[2], Hideyoshi Onuma[3] (1. JAEA, 2. NESI, 3. Ascend)

10:00 AM - 10:15 AM

[3K04] Study on reflection of operating experience of Prototype Fast Breeder Reactor Monju fuel handling system to the next generation FBR

*Masafumi Rekimoto[1], Masato Ando[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Tomoharu Hamano[1], Yasutaka Shiohama[1], Takayuki Miyagawa[2], Hiroyuki Hara[3], Yamauchi Kanau[3], Akihiro Ide[4], Kenichi Tanabe[5] (1. JAEA, 2. JAPC, 3. MFBR, 4. MHI, 5. Fuji Electric)

10:15 AM - 10:30 AM

[3K05] Development of Failure Probability Evaluation Method with Integrated Energy for Seismic PRA in Fast Reactor

*Shigeki Okamura[1], Takahiro Kinoshita[1], Hiroyuki Nishino[2], Hidemasa Yamano[2], Kenichi Kurisaka[2], Satoshi Futagami[2], Tsuyoshi Fukasawa[3] (1. Toyama Prefectural Univ., 2. JAEA, 3. TDU)

10:30 AM - 10:45 AM

[3K06] Development of Failure Probability Evaluation Method with Integrated Energy for Seismic PRA in Fast Reactor

*Takahiro Kinoshita[1], Shigeki Okamura[1], Hiroyuki Nishino[2], Hidemasa Yamano[2], Kenichi Kurisaka[2], Satoshi Futagami[2], Tsuyoshi Fukasawa[3] (1. Toyama Prefectural Univ., 2. JAEA, 3. TDU)

10:45 AM - 11:00 AM

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

### [3K07-09] Fast Reactor Core &Fuel 1

chair: Toru Obara (Tokyo Tech)
11:10 AM - 12:00 PM Room K

[3K07] Characterization of BN particle dispersion SiC composites for GFR in SafeG project

*Tatsuya Hinoki[1], Branislav Hatala[2], Zoltán Hózer[3] (1. Kyoto University, 2. VUJE, Inc., 3. Centre for

©Atomic Energy Society of Japan

Energy Research)
11:10 AM - 11:25 AM

[3K08] Neutronics benchmark analysis of FFTF loss of flow without scram test No.13
*Kazuya Ohgama[1], Atsushi Takegoshi[2], Erina Hamase[1], Norihiro Doda[1], Hidemasa Yamano[1], Masaaki Tanaka[1] (1. JAEA, 2. NESI)
11:25 AM - 11:40 AM

[3K09] Development of transient behavior analysis code for metal fuel fast reactor during initiating phase of core disruptive accident
*Hirokazu Ohta[1], Kouji Kusumi[1], Hidemasa Yamano[2], Kazuya Ohgama[2], Satoshi Futagami[2], Sadae Shimada[3], Yumi Yamada[3] (1. CRIEPI, 2. JAEA, 3. MFBR)
11:40 AM - 11:55 AM

---

## [3K_GM] The 23rd General Meeting of Advanced Reactor Division

12:10 PM - 12:50 PM Room K

---

## [3K_GM] General Meeting

---

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

## [3K_PL] Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

chair: Takaya Ito (MFBR)
1:00 PM - 2:30 PM Room K

---

[3K_PL01] Latest trends of advanced reactor development in Japan and foreign countries
*Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

[3K_PL02] Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System
*Tetsu Suzuki[1] (1. TOSHIBA ESS)

[3K_PL03] High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting
*Kazumasa Suyama[1] (1. MHI)

[3K_PL04] Compact SFR with improved safety and reliability
*Hiroshi Sakaba[1] (1. MHI)

[3K_PL05] Innovative Metal Fuel Small Sodium-cooled Fast Reactor with Inherent Safety
*Hirotaka Nakahara[1] (1. HGNE)

[3K_PL06] Light Water Cooled Fast Reactor Enhancing Flexibility of Fuel Cycle in Japan
*Tetsushi Hino[1] (1. HGNE)

---

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

## [3K10-13] Fast Reactor Core &Fuel 2

chair: Hirokazu Ohta (CRIEPI)
2:45 PM - 3:55 PM Room K

---

[3K10] Study on Optimization for reducing Sodium Void Reactivity in Sodium-cooled Fast Reactor
*Hiroya Oike[1], Masaki Morishita[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Go Chiba[2] (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)
2:45 PM - 3:00 PM

[3K11] Study on Optimization for reducing Sodium Void Reactivity in Sodium-cooled Fast Reactor
*Yuki Morishita[1], Hiroya Oike[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya Univ.)
3:00 PM - 3:15 PM

[3K12] Evaluation of the impact of TRU composition on the core characteristics of fast reactors during the transition period
*Hiroki Kato[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)
3:15 PM - 3:30 PM

[3K13] Conceptual design of rotational fuel shuffling sodium cooled Breed-and-Burn fast reactor
*Toru Obara[1], Van Khanh Hoang[2], Odmaa Sambuu[3], Jun Nishiyama[1] (1. Tokyo Tech, 2. VinAtom, 3. NUM)
3:30 PM - 3:45 PM

---

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

## [3K14-17] High Temperature Gas Reactor

chair: Kazuya Takano (JAEA)
3:55 PM - 5:05 PM Room K

---

[3K14] Development of High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting Part2
*Hiroki Tsukamoto[1], Syoichi Horii[1], Taro Kato[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. )
3:55 PM - 4:10 PM

[3K15] Development of High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting Part2
*Hokuto Tsuruoka[1], Masaaki Katayama[1], Wataru Sakuma[1] (1. Reactor Safety System Engineering Section, Reactor Core &Safety Department ,Nuclear Energy Systems, MHI)
4:10 PM - 4:25 PM

[3K16] Development of High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting Part2
*Takafumi Ikeda[1], Wataru Sakuma[1] (1. MHI)

©Atomic Energy Society of Japan

4:25 PM - 4:40 PM

[3K17] Development of High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting Part2

*Shin Kusuda[1], Hiroto Tanishima[1], Mitsuru Nakamura[1], Takaya Kusakabe[1] (1. MHI)

4:40 PM - 4:55 PM

## Room L

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

### [3L01-07] Fusion Instrument Engineering

chair: Juro Yagi (Kyoto Univ.)
10:00 AM - 12:00 PM Room L

[3L01] Investigation of liquid test blanket module for DEMO reactor

*Teruya Tanaka[1], Masatoshi Kondo[2], Yoji Someya[3], Shinji Ebara[4], Takehiko YokomineYokomine[5], Kazunari Katayama[6], Ryuta Kasada[4], Ryoji Hiwatari[3], Yoshiteru Sakamoto[3], Takashi Nozawa[3] (1. NIFS, 2. Tokyo Tech, 3. QST, 4. Tohoku Univ., 5. Kyoto Univ., 6. Kyushu Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3L02] Investigation of liquid test blanket module for DEMO reactor

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

10:15 AM - 10:30 AM

[3L03] Time delay of the thermocouple system in divertor plasma heat flux monitoring

*Hiroto Matsuura[1], Bui Xuan Nhat Son[1], Yousuke Nanashima[2], Shinsuke Ohshima[3], Kenichi Nagaoka[4], Hiromasa Takeno[5] (1. OPU, 2. Univ. of Tsukuba, 3. Kyoto Univ., 4. NIFS, 5. Kobe Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

[3L04] Tensile properties of helium-implanted tungsten alloys

*Takeshi Miyazawa[1], Ryota Kanamaru[1], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku University)

10:45 AM - 11:00 AM

[3L05] Effect of $Er_2O_3$ interphase on SiC fiber reinforced W composites

*Yina Du[1], Tatsuya Hinoki[1] (1. Kyoto University)

11:00 AM - 11:15 AM

[3L06] Effect of pressure on gas retention behavior in bubbles for beryllium

*Yutaka Sugimoto[1], Kazutomo Hara[1], Kouhei Sano[1], Mitsutaka Haruta[2], Hiroki Kurata[2], Jaehawan Kim[3], Nakamichi Nakamichi[3], Mitsutaka Miyamoto[1] (1. Shimane University, 2. Kyoto Univ., 3. QST)

11:15 AM - 11:30 AM

[3L07] Development of a Calculation Method for Neutral Gas Pressure Distribution in Intermediate Flow

*Konan Yagasaki[1], Atsushi Okamoto[1], Takaaki Fujita[1], Minami Sugimoto[1], Shunya Higuchi[1], Muneo Koike[1], Yangyi Ma[1] (1. Nagoya Univ.)

11:30 AM - 11:45 AM

## Room M

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

### [3M01-08] Dose Evaluation &Monitoring

chair: Jun Goto (Niigata Univ.)
9:45 AM - 12:00 PM Room M

[3M01] Aerial radiation monitoring via manned helicopter around nuclear facilities

*Akira Futemma[1], Tamotsu Kudo[1] (1. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[3M02] Car-borne survey and gamma-ray imaging by vehicle-mounted gamma-ray imaging system iRIS-V

*Yoshiharu Kitayama[1], Yuta Terasaka[1], Yuki Sato[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

[3M03] Development of the presentation technology of spatial radiation dose rate distribution using mixed reality technology

*Kenji Osaki[1], Masafumi Endo[1], Taketsugu Kaneko[1], Masaaki Matsumoto[1], Takaki Katou[1] (1. TOSHIBA ESS)

10:15 AM - 10:30 AM

[3M04] A handheld dust collector to prevent the scatter of the MOX powders around the workplace

*Shinya Nakamichi[1], Ryota Tsuchimochi[1], Koyo Omi[1], Yoshikazu Yamada[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

[3M05] Measurement and calculation analysis of shielding material's performance for MOX containing Americium

*Toyofumi Okada[1], Tomohiro Shibanuma[1], Fumiya

©Atomic Energy Society of Japan

Honda[1], Akira Komeno[1], Hiroshi Kikuno[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM

[3M06] High efficient gamma and neutron shielding using $Gd_2O_2S$ (2)

*Kohichi Nakayama[1], Koichi Nittoh[2], Yukihiro Fukuta[3], Takashi Kamiyama[4], Hirotaka Sato[4], Yoshiaki Kiyanagi[5] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS &SOLUTIONS CORPORATION, 2. TOSHIBA TECHNICAL SERVICES INTERNATIONAL CORPERATION, 3. TOSHIBA MATERIALS CORPERATION, 4. Hokkaido University, 5. Professor Emeritus of the Hokkaido University)

11:00 AM - 11:15 AM

[3M07] Study of reaction mechanism of PVA-KI gel dosimeter (3)

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

11:15 AM - 11:30 AM

[3M08] Mathematical analysis of radiation effects on neoplasm emergence and life-shortening in mice -Analyzing the differences among histological cancer types-

*Tetsuhiro Kinugawa[1], Takahiro Wada[2], Yuichiro Manabe[1], Fuminobu Sato[1], Satoshi Tanaka[3] (1. Osaka Univ., 2. Kansai Univ., 3. IES)

11:30 AM - 11:45 AM

## Poster Session

Awards Ceremony | Poster Session | Student Network

[3Z_AC] Poster Session Awards Ceremony of Student Network

12:00 PM - 12:30 PM Poster Session

[3Z_AC] Poster Session Awards Ceremony

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [3A01-04] Stabilization &Immobilization 3

chair: Tetsuo Fukasawa (NFD)

Fri. Sep 10, 2021 9:30 AM - 10:45 AM Room A

## [3A01] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ayaka Kakuda[1], Takumi Taniguchi[1], Masahiro Namiki[1], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Yoshihisa Kaneda[3], Norihisa Osawa[3], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1], Ryoichiro Kuroki[1] (1. IRID/JAEA, 2. CRIEPI, 3. Taiheiyo Consultant)

9:30 AM - 9:45 AM

## [3A02] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Taku Otsuka[1], Yoshihisa Kaneda[2], Ryo Sakamoto[2], Kazuko Haga[2], Ayaka Kakuda[3], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3], Ryoichiro Kuroki[3] (1. CRIEPI, 2. Taiheiyo Consultant, 3. IRID/JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

## [3A03] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yoshihisa Kaneda[1], Kazuko Haga[1], Norihisa Osawa[1], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Taku Otsuka[2], Ayaka kakuda[3], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3], Ryoichiro Kuroki[3] (1. Taiheiyo Consultant, 2. CRIEPI, 3. IRID/JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

## [3A04] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Junya Sato[1], Ayaka Kakuda[1], Ken Imaizumi[2], Michio Kikuchi[3], Takeshi Yamamoto[3], Yoshihisa Kaneda[4], Norihisa Osawa[4], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1], Ryoichiro Kuroki[1] (1. IRID/JAEA, 2. Tokyo PT, 3. CRIEPI, 4. Taiheiyo Consultant)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
# （16）低温処理固化可能性検査手法の定量化に係る検討

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

(16) Consideration of quantification of method for screening test of contaminated water management waste applied to solidification by cement and Alkali Activated Material

*角田 あやか[1]，谷口 拓海[1]，並木 仁宏[1]，菊地 道生[2]，山本 武志[2]，金田 由久[3]，
大澤 紀久[3]，大杉 武史[1]，曽根 智之[1]，黒木 亮一郎[1]
[1]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構，[2]電力中央研究所，[3]太平洋コンサルタント

多様な性状の廃棄物に対する低温固化処理可能性を判定する手法の構築のため、廃棄物自体の物性や反応特性を定量的に判定する方法の検討を実施した。その結果、取得した試験画像から廃棄物の特性値を一定の精度で評価可能な画像判定装置を提案することができた。

**キーワード：**福島第一原子力発電所、水処理二次廃棄物、画像判定、セメント固化、AAM 固化

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理において発生する多様な性状の廃棄物に対して、事前に低温固化処理の適用を判定する検査手法の構築を検討している[1]。本法は、①廃棄物性状から固化可能性を評価する一次スクリーニングと、②固化体健全性を評価する二次スクリーニングから構成され、①では複数の物性（表 1）を小規模試験により観察、評価する。固化可能性を判定するには、各性状を定量化し、蓄積された知見の中から基準値を設定する必要がある。そこで本研究では、性状評価に必要な測定値を目視による読み取りから機械判定に置き換えるため、撮影画像から数値を取得する検討を行った。

表1　一次スクリーニングにおける評価性状

| Step | 評価性状 |
|---|---|
| 1 | 形状・大きさ、かさ密度 |
| 2 | 吸水性、膨潤性、発熱性、ガス発生 |
| 3 | 検査液体中での分散性、粒度分布 |
| 4 | 液性（pH） |

## 2. 低温固化処理可能性検査手法の定量化検討と結果

定量化検討に用いる画像を取得するため、小規模試験における反応の様子を画像データとして取得し、測定結果を数値として抽出する画像判定試験装置を製作した（図 1）。本装置は、可視画像及び熱画像カメラにより撮影を行うと同時に、ロードセルによって試料重量の変化を取得可能な構成とした。また、撮影した画像データから固液境界面の位置を識別し、試料高さを測定するシステムを導入した。本装置を用いて、一次スクリーニング項目の画像判定試験を実施した。結果の一部として、画像判定で試料高さを取得し算出したかさ密度と、目視読取値で算出したかさ密度を比較したものを表 2 に示す。表 2 より、画像判定で得られる値を用いて、目視読取と近い結果が取得出来ることが明らかとなった。

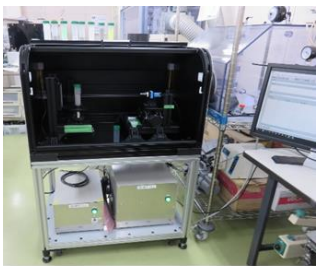


図1　画像判定試験装置

表2　かさ密度測定結果の比較

| 対象試料 | 模擬炭酸塩スラリー | | 模擬鉄共沈スラリー | |
|---|---|---|---|---|
| 判断方法 | 目視 | 画像判定 | 目視 | 画像判定 |
| かさ密度 (g/cm3) | 0.80 | 0.95 ±0.10 | 1.33 | 1.22 ±0.08 |

**謝辞**　本研究は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

**参考文献**　[1] 谷口ら，日本原子力学会　2020 年秋の大会，　2B08，オンライン　2020 年 9 月

*Ayaka Kakuda[1], Takumi Taniguchi[1], Masahiro Namiki[1]Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2], Yoshihisa Kaneda[3], Norihisa Osawa[3], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1] and Ryoichiro Kuroki[1]
[1] IRID/JAEA, [2]CRIEPI, [3]Taiheiyo Consultant.

# 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
# （17）鉄共沈スラリーを含有する低温固化処理材料の特性評価

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

(17) Characteristic evaluation of solidified body formed by cement or Alkali Activated Material and iron coprecipitation slurry

*菊地 道生[1]、山本 武志[1]、大塚 拓[1]、金田 由久[2]、坂本 亮[2]、芳賀 和子[2]、
角田 あやか[3]、大杉 武史[3]、曽根 智之[3]、黒木 亮一郎[3]
[1]電力中央研究所、[2]太平洋コンサルタント、[3]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理において生じる鉄共沈スラリーに対する、低温固化処理材料の適用性評価に利用するデータの取得を目的とし、各種固化配合で作製した模擬鉄共沈スラリー混合セメント固化体およびアルカリ活性材料（AAM）固化体について、基礎特性の評価を行った。試験概要及び得られた結果の一部を紹介する。

**キーワード**：セメント固化、AAM 固化、ジオポリマー、鉄共沈スラリー

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生する水処理二次廃棄物に関して、実処理に適用可能な処理技術を抽出する手法の構築に資するため、国内外で放射性廃棄物への適用実績がある固化処理技術について、各種廃棄物への適用性評価に必要なデータの取得が必要である。本件では鉄共沈スラリーに焦点を当て、その模擬物を混合し各種固化配合で作製したセメント固化体、および AAM 固化体の基礎特性を評価した。

## 2. 試験概要

セメント固化体の作製には、研究用普通ポルトランドセメントと純水を用いた。AAM 固化体の作製には、メタカオリンと高炉スラグ微粉末の混合割合（質量比）を、10：0、8：2、6：4 とした 3 種類の粉体、および水ガラスと NaOH を純水に溶解し調整したアルカリ水溶液を使用した。変化させた配合条件は、模擬鉄共沈スラリー乾燥粉末の充填率、セメント固化体の場合は水固体比、AAM 固化体では水固体比とアルカリ溶液組成である。主な評価特性は、混錬直後の流動性、凝結性状、および固化後の圧縮強度である。

## 3. 結果概要

図 1 に、流動性と凝結性、材料分離性、および圧縮強度の目標基準を満たした代表的な配合について、圧縮強度の経時変化を示す。いずれの配合も、模擬鉄共沈スラリー乾燥粉末の充填率は 20%である。図より、セメント固化体は、AAM 固化体に比べ全体として高い強度を示した。一方、AAM について、使用粉体による強度の差異は小さかった。

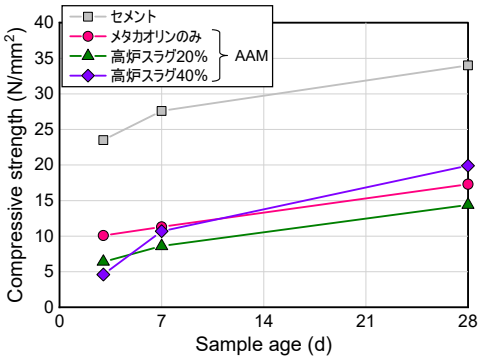



図 1　模擬鉄共沈スラリー混合固化体の圧縮強度

**謝辞**　本研究は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

*Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Taku Otsuka[1], Yoshihisa Kaneda[2], Ryou Sakamoto[2], Kazuko Haga[2], Ayaka Kakuda[3], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone and Ryoichiro Kuroki[3], [1]CRIEPI, [2]Taiheiyo Consultant, [3]IRID/JAEA

# 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
# （18）低温処理材料の核種浸出特性

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

(18)Leachability of nuclides from solidified body of cement and Alkali Activated Material

*金田 由久[1]，芳賀 和子[1]，大澤 紀久[1]，菊地 道生[2]，山本 武志[2]，大塚 拓[2]，
角田あやか[3]，大杉 武史[3]，曽根 智之[3]，黒木 亮一郎[3]
[1]太平洋コンサルタント，[2]電力中央研究所，[3]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理から発生する廃棄物をセメント等で低温固化処理する場合の基礎データを取得する目的で、模擬炭酸塩スラリー（CS）、模擬鉄共沈スラリー（IS）のセメントおよびAAM（アルカリ活性化材料）固化体製作時に模擬核種を添加し、模擬核種の浸出試験を行った。

**キーワード：**セメント固化，AAM 固化，炭酸塩スラリー，鉄共沈スラリー，核種浸出性

**1. 緒言**　福島第一原子力発電所から発生する廃棄物の処理対策では、その性状を踏まえて安全かつ合理的な保管・管理及び先行的に処理方法を選定することになっている。通常の原子炉施設の運転廃棄物等の処理で実績があるセメント材料と海外で実績のある AAM の基礎データの取得を進めている[1]。本報告では、水と接触する環境下における固化体からの核種の浸出性を評価する目的で、CS と IS のセメント（OPC）および AAM 固化体製作時に模擬核種を添加し、模擬核種の浸出性を評価した。

**2. 実験**　模擬核種はCs、Sr、Sn、Ceの4種類とし、固化体中のCSおよびISの充填率は30wt%、20wt%、模擬核種の量はCSとISの0.1wt%とした。AAM固化体は、メタカオリン(MK)、高炉スラグ(BFS)の混合割合を変化(MK：BFS混合比100：0、80：20、60：40、それぞれM、MB20、MB40)させて作製した。28日間封緘状態で養生した固化体を、ANSI/ANS-16.1-1986に準じて評価した。

**3. 結果**　各固化体からの模擬核種の浸出率の変化を図 1 に示す。OPC 固化体からは Cs のほとんどが浸出し、Sr も 10～20%近く浸出した。AAM 固化体の Cs と Sr の浸出率は OPC 固化体よりも著しく小さく、Cs は AAM マトリックスであるアルミノシリケート構造中に取り込まれているナトリウムイオンとイオン交換により、固相中に保持されているためと考えた。Sr も Cs と同様に電荷補償のために固定化されていると推察されるが、明確になっていない。OPC 固化体、AAM 固化体のいずれにおいても Sn と Ce の浸出率が小さくなった理由については、今後、低溶解度の水酸化物の生成に関する知見を深める必要がある。

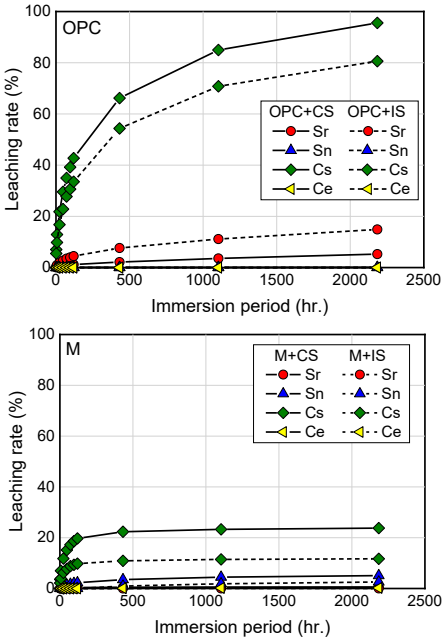



図 1 各元素の溶出率の変化
(上：OPC 下：M)

**謝辞**　本研究は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

[1]金田 他，日本原子力学会 2020 年秋の大会予稿集 2B11(2020)

*Yoshihisa Kaneda[1], Kazuko Haga[1], Norihisa Osawa[1], Michio Kikuchi[2], Takeshi Yamamoto[2],Taku Otsuka[2],
Ayaka Kakuda[3], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3], Ryoichiro Kuroki[3]
[1]Taiheiyo Consultant, [2]CRIEPI, [3] IRID /JAEA

# 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 （19）鉄共沈スラリー含有固化試料の照射特性

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(19) γ-ray irradiation characteristics of solidified materials containing iron slurry

*佐藤 淳也[1]，角田 あやか[1]，今泉 憲[1,2]，菊地 道生[3]，山本 武志[3]，
金田 由久[4]，大澤 紀久[4]，大杉 武史[1]，曽根 智之[1]，黒木 亮一郎[1]
[1]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構，[2]現 東京パワーテクノロジー，
[3]電力中央研究所，[4]太平洋コンサルタント

福島第一原子力発電所で発生する水処理二次廃棄物の処理処分に向けて既存処理技術の適用性を検討するため、セメントやアルカリ活性材料を用いて模擬廃棄物を固化し、硬化性や固化試料の物性等に関する基礎データを取得している。本研究では、模擬鉄共沈スラリーの固化試料に対して γ 線照射試験を行い、水素発生量を調査した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所，水処理二次廃棄物，セメント，アルカリ活性材料，放射線分解

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生する水処理二次廃棄物の処理処分に向けて、既存処理技術の適用性を検討している。低温固化処理技術のうち、セメントやアルカリ活性材料(以下、AAM)を用いた混練固化技術においては、混練の際に水を使用するため、廃棄体に含まれる水の放射線分解に伴う水素発生が懸念されている。このため、廃棄体の保管時や埋設処分時の安全管理の観点から、廃棄体からの水素発生量を推定しておく必要がある。本研究では前報[1]に引き続き、模擬鉄共沈スラリー(以下、IS)の固化試料の γ 線照射試験を実施し、固化試料からの水素の発生量を調査した。

## 2. 実験

セメント固化試料はセメント協会製の研究用セメントを、AAM 固化試料は BASF 社製のメタカオリン、エスメント関東社製の高炉スラグ、日本化学工業製の J 珪酸ソーダ 1 号及び富士フィルム和光純薬製の水酸化ナトリウムを用いて作製した。AAM 固化試料は、メタカオリンに対する高炉スラグの置換率を 0、20、40 wt%に変えた M、MB20、MB40 の 3 種類とした。IS は、作製後の固化試料全体の重量に対して 20 wt%となるように混合した。なお、各固化試料の水粉体比は、流動性等の観点から各々の配合で最適化した値を用いた。20℃で 28 日間封かん養生した固化試料をステンレス製照射セルに封入し、量研機構高崎量子応用研究所のコバルト 60 照射施設を利用して積算線量が 3kGy、10kGy 及び 30kGy となる条件で γ 線照射を行った。照射後にガスクロマトグラフを用いて照射セル内の水素を定量した。

## 3. 結果と考察

γ 線照射に伴い発生した水素量、吸収線量等から、100eV 当たりの放射線エネルギー吸収により発生する水素の分子数（以下、G 値($H_2$)）を算出した。固化試料の重量をもとに算出した固化試料の G 値($H_2$)と含水率の関係を図 1 に示す。G 値($H_2$)のエラーバーは、最大値から最小値の範囲とした。固化試料の G 値($H_2$)は、純水の初期 G 値($H_2$)である 0.45 と比較して、いずれも低い値になっていることが分かった。また、IS を含まない固化試料と IS を混合した固化試料の G 値($H_2$)を比較した結果、セメント固化試料では IS の混合により含水率が増加したものの G 値($H_2$)が変化しなかったのに対し、AAM 固化試料では IS の混合により含水率は大きく変動しないものの G 値($H_2$)が増加し、異なる傾向を示した。IS の混合による影響のみでは説明が難しいため、今後は詳細なメカニズムの解明に向けて調査を継続する。

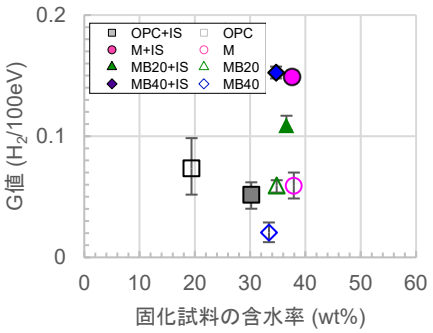



図 1 固化試料の G 値($H_2$)と含水率の関係
(積算線量 10kGy)

**謝辞** 本研究は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

**参考文献** [1] 加藤ら，日本原子力学会 2020 年秋の大会, 2B13，オンライン，2020 年 9 月

*Junya Sato[1], Ayaka Kakuda[1], Ken Imaizumi[1,2], Michio Kikuchi[3], Takeshi Yamamoto[3], Yoshihisa Kaneda[4], Norihisa Osawa[4], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1] and Ryoichiro Kuroki[1]
[1]IRID/JAEA, [2]present: Tokyo PT, [3]CRIEPI, [4]Taiheiyo Consultant.

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

# [3A05-08] Stabilization &Immobilization 4

chair: Akihiro Suzuki (NFD)

Fri. Sep 10, 2021 10:45 AM - 12:00 PM Room A

## [3A05] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Taku Otsuka[1], Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Takaya Kawato[1], Isao Kurashige[1], Ayaka Kakuda[2], Takeshi Osugi[2], Tomoyuki Sone[2], Ryoichiro Kuroki[2] （1. CRIEPI, 2. IRID/JAEA）

10:45 AM - 11:00 AM

## [3A06] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Takeshi Yamamoto[1], Michio Kikuchi[1], Taku Otsuka[1], Takaya Kawato[1], Isao Kurashige[1], Ayaka Kakuda[2], Takeshi Osugi[2], Tomoyuki Sone[2], Ryoichiro Kuroki[2] （1. CRIEPI, 2. IRID/JAEA）

11:00 AM - 11:15 AM

## [3A07] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yuta Takahashi[1], Ayaka Kakuda[1], Mayu Enomoto[1], Ken Imaizumi[2], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1], Ryoichiro Kuroki[1] （1. IRID/JAEA, 2. Tokyo PT）

11:15 AM - 11:30 AM

## [3A08] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Chaerun Raudhatul Islam[1], Yutaro Kobayashi[2], Kazuko Haga[2], Yoshihisa Kaneda[2], Ayaka Kakuda[3], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3], Ryoichiro Kuroki[3], Tsutomu Sato[1] （1. Hokkaido Univ., 2. Taiheiyo Consultant, 3. JAEA）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 （20）特殊セメントの低温固化処理材料としての利用可能性の検証

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

(20) Verification of the possibility of using special cement as a material for solidification treatment

*大塚 拓[1]、菊地 道生[1]、山本 武志[1]、川戸 陸也[1]、蔵重 勲[1]、角田 あやか[2]、大杉 武史[2]、曽根 智之[2]、黒木 亮一郎[2]

[1]電力中央研究所、[2]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

普通ポルトランドセメントの固化特性に悪影響を及ぼす化学種を含む廃棄物の処理などの観点で、利用可能性がある特殊セメントを調査するとともに、選定した特殊セメントによる ALPS スラリー模擬粉体の固化試験、およびホウ酸等化学種影響の評価を行った。試験概要及び得られた結果の一部を紹介する。

**キーワード**：セメント固化，AAM 固化，特殊セメント、ジオポリマー、ホウ酸

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生する水処理二次廃棄物に関して、実処理に適用可能な処理技術を抽出する手法の構築に資するため、各種固化処理技術について、廃棄物への適用性評価に必要なデータの取得が求められている。本件では、セメント固化に関して、普通セメントに比べ、放射性廃棄物処理の観点で優れる可能性がある特殊なセメントを文献調査によって選定するとともに、選定した特殊セメントを対象に、ALPS スラリー模擬粉体の固化試験およびホウ酸等化学種影響の評価を行った。

## 2. 研究概要

文献調査では、普通セメントの固化特性に悪影響を及ぼす化学種の影響、混錬物の耐熱性等の観点で、国内外を含めた特殊セメントの利用検討例を調査し整理した。文献調査によって選定した「高炉スラグ高置換セメント（高炉スラグ 90%）」、および「フライアッシュ置換アルミナセメント（フライアッシュ 20%）」について、ALPS スラリー模擬粉体（炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー）の固化試験を実施した。また、固化体に対する化学種影響の検討として、ホウ酸、炭酸ナトリウム、塩化ナトリウム、珪石微粉末の添加率を変化させた固化試験を行い、圧縮強度等を評価した。

## 3. 結果概要

文献調査により選定した特殊セメントについて、一例としてホウ酸の添加率が固化体の圧縮強度に及ぼす影響を、図 1 に示す。図より、普通セメントは従来知見と同様に、ホウ酸添加により強度が大きく低下する現象が確認された。また、フライアッシュ置換アルミナセメントも同様に強度低下が生じた。一方、高炉スラグ高置換セメントとアルカリ活性材料（AAM）では、ホウ酸の添加が強度に及ぼす影響が小さかった。

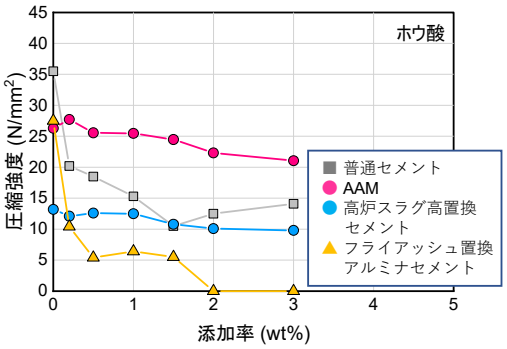



**図 1　ホウ酸の添加率が各種固化体の圧縮強度に及ぼす影響**

**謝辞**　本研究は、平成 29、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

* Taku Otsuka[1], Michio Kikuchi[1], Takeshi Yamamoto[1], Takaya Kawato[1], Isao Kurashige[1], Ayaka Kakuda[2], Takeshi Osugi[2], Tomoyuki Sone[2] and Ryoichiro Kuroki[2], [1]CRIEPI, [2]IRID/JAEA

# 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
# （21）模擬スラリーを含有する低温固化処理材料の乾燥・熱による変化

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

(21) Effect of drying and heat loading on solidified body formed by cement or Alkali Activated Material and ALPS slurry

*山本 武志[1]、菊地 道生[1]，大塚 拓[1]、川戸 陸也[1]、蔵重 勲[1]、角田 あやか[2]、大杉 武史[2]、曽根 智之[2]、黒木 亮一郎[2]

[1]電力中央研究所，[2]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理において生じる ALPS スラリーを、各種の低温固化処理材料で固化した場合について、乾燥・熱負荷が固化体に及ぼす影響の評価を行った。試験概要及び得られた結果の一部を紹介する。

**キーワード**：セメント固化，AAM 固化，ジオポリマー，炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理で発生する水処理二次廃棄物に関して、実処理に適用可能な処理技術を抽出する手法の構築に資するため、各種固化処理技術について、廃棄物への適用性評価に必要なデータの取得が必要である。本件では、ALPS スラリー（炭酸塩スラリー、鉄共沈スラリー）を低温固化処理した場合について、熱・乾燥負荷が固化体に及ぼす影響を評価した。

## 2. 試験概要

模擬炭酸塩スラリーおよび模擬鉄共沈スラリーの粉末を、セメント、又はアルカリ活性材料（AAM）によって固化し作製した供試体について、各種乾燥・熱負荷条件環境下に曝露し、固化体の質量、強度、収縮率の評価を行った。セメント固化体の作製には、研究用普通ポルトランドセメントと純水を用いた。AAM 固化体の作製には、メタカオリンと高炉スラグ微粉末の混合割合（質量比）を、10 : 0、8 : 2、6 : 4 とした 3 種類の粉体、および水ガラスと NaOH を純水に溶解し調整したアルカリ水溶液を使用した。乾燥・熱負荷条件は、R.H.100%、80%、60%、11%（いずれも 20℃）、および、80℃、105℃、200℃（R.H.30%程度）とし、材齢 28 日封緘養生後の固化体を熱・乾燥負荷試験に供した。

## 3. 結果概要

図 1 に、乾燥負荷によるセメント固化体と AAM 固化体の強度変化を示す。セメント固化体は、僅かな強度低下に留まったが、AAM 固化体では、R.H. の低下と負荷日数の増大に伴い、セメント固化体に比べ大きな強度低下が生じた。これは、本試験に供した AAM において、乾燥による固化体組織の収縮が大きかったためと推察された。

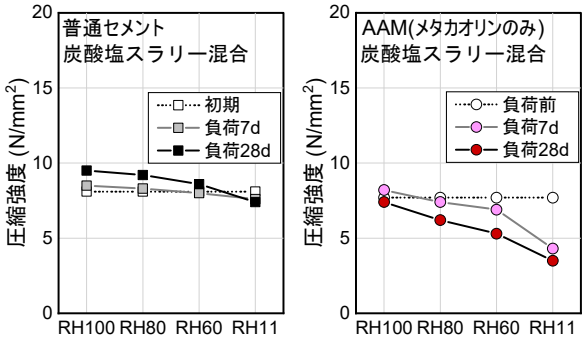



図 1　乾燥負荷による固化体の強度変化

**謝辞**　本研究は、平成 29、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

*Takeshi Yamamoto[1], Michio Kikuchi[1], Taku Otsuka[1], Takaya Kawato[1], Isao Kurashige[1], Ayaka Kakuda[2], Takeshi Osugi[2], Tomoyuki Sone[2] and Ryoichiro Kuroki[2], [1]CRIEPI, [2]IRID/JAEA

# 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 （22）セメント固化体及び AAM 固化体の発熱影響の評価

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

(22) Evaluation of heat generation on cement and AAM solidified body

*髙橋　裕太[1]，角田　あやか[1]，榎本 真由[1]，今泉 憲[1,2]，大杉　武史[1]，曽根　智之[1]，黒木　亮一郎[1]

[1]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構，[2]現　東京パワーテクノロジー

福島第一原子力発電所の廃炉作業で生じる水処理二次廃棄物を，普通ポルトランドセメント（OPC）やアルカリ活性材料（AAM）で固化体とした場合の固型化材に応じた発熱影響を評価する目的で，放射線輸送解析及び熱伝搬解析を行い，固型化材の密度及び熱伝導率が固化体最大温度に与える影響を明らかにした。

**キーワード**：シミュレーション，OPC，AAM，放射線輸送，熱伝搬

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所（以下，福島第一）の廃炉作業で生じる水処理二次廃棄物は，多様な性状となることが想定されるため，固化処理した場合の固化体への影響を把握する必要がある。ここでは，実処理に先立ち，水処理二次廃棄物を処理し容器に充填した場合の，廃棄物中の放射線による発熱が固化体最大温度へ及ぼす影響をシミュレーションにより評価する。低温固化処理技術として適用性を検討している OPC と AAM を対象とし，データが不足している AAM については既報[1]で得られた代表配合を基に試料を複数作製し，各固型化材の物性値測定を行い，得られた実測値を用いて放射線輸送解析及び熱伝搬解析を行った。

## 2. 測定および解析概要

OPC 及び AAM（20℃，28 日封緘養生，AAM については， 0%，20%，40%を高炉スラグに置換した試料：順に M，MB20，MB40）の物性値として，重量測定により密度を，ホットディスク法により熱伝導率及び比熱容量を取得した。解析条件は，水処理二次廃棄物の主要核種として Cs-137，放射能濃度を $1\times10^{9}$[Bq/cm$^3$]とし，固化体に均一分布するものとした。解析体系は，福島第一やその他原子力施設で用いられている廃棄物保管容器から，ドラム缶を想定した容器形状を設定した。物性値測定で得られた密度を用いて，放射線輸送解析コード PHITS により発熱量を取得した。さらに，放射線輸送解析で得られた発熱量と，物性値測定で得られた熱伝導率及び比熱容量を用いて，熱伝搬コード COMSOL Multiphysics により固化体最大温度を得た。

## 3. 測定および解析結果

表 1 の通り，OPC，AAM（M，MB20 及び MB40）の密度，熱伝導率及び比熱容量を取得した。実験値を用いた解析により AAM は高炉スラグに 0～40%置換させることで，密度の増加に伴い発熱量も増加した。さらに，固化体最大温度を解析した結果, AAM は約 8℃, 固化体最大温度は低減される傾向がみられ, OPC, M 間では固化体最大温度に約 7℃の差が生じ，OPC，MB40 間では差は小さいことが分かった（表 2)。これにより，固化体最大温度に対する比熱容量の影響は小さく，熱伝導率の寄与が大きいことが分かった。その結果，発熱量に差がない場合, 固型化材の熱伝導率を調整することで, 発熱影響を低減できると考えられる。

表 1 各固型化材の物性値

| 固型化材 | 密度 [g/m$^3$] | 熱伝導率 [W/m·K] | 比熱容量 [J/kg·K] |
|---|---|---|---|
| OPC | 1900 | 0.671 | 561 |
| M | 1590 | 0.217 | 757 |
| MB20 | 1610 | 0.328 | 879 |
| MB40 | 1670 | 0.661 | 1687 |

表 2 固型化材に応じた固化体の発熱量比および最大温

| 固型化材 | OPC | M | MB20 | MB40 |
|---|---|---|---|---|
| 発熱量比 | 1 | 0.980 | 0.982 | 0.990 |
| 最大温度[℃] | 56.1 | 63.5 | 59.8 | 55.2 |

**参考文献**［1］金田由久 他（2019），日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集 1B11

※本研究は，平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

*Yuta Takahashi[1], Ayaka Kakuda[1], Mayu Enomoto[1], Ken Imaizumi[1,2], Takeshi Osugi[1], Tomoyuki Sone[1] and Ryoichiro Kuroki[1]

[1]IRID/ JAEA, [2]present Tokyo Power Technology Ltd.

# Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

## (23) Interaction between Iron Slurry and Alkali Activated Materials

*Chaerun Raudhatul Islam[1], Yutaro Kobayashi[2], Kazuko Haga[2], Yoshihisa Kaneda[2], Ayaka Kakuda[3], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3] and Ryoichiro Kuroki[3], Tsutomu SATO[1]

[1] Hokkaido Univ., [2] Taiheiyo Consultant, [3] IRID/JAEA

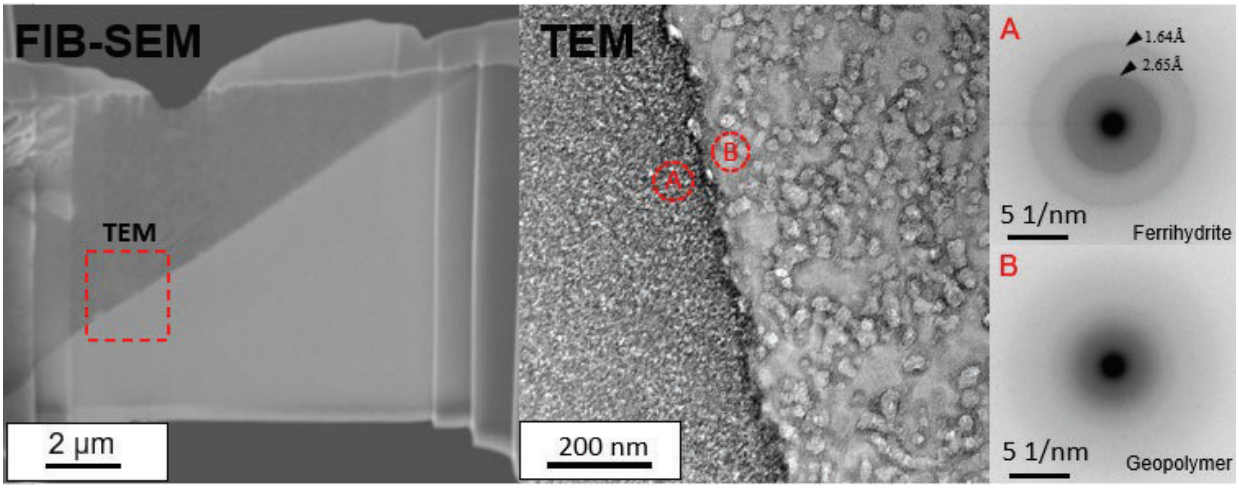
For long-term safety storage and disposal of iron slurry embedded into alkali-activated material (AAM), alteration of iron slurry and its interaction with AAM is crucial. In this context, the interfaces between iron slurry and AAM before and after the leaching test were investigated by electron microscopy analysis. No interaction of iron slurry within the AAM matrix was observed in nm space.

Keywords: Alkali-activated materials; Alteration; Interaction; Iron slurry; Transmission electron microscopy

**Introduction** The wastes stabilization such as carbonate and iron slurries (IS) generated from Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (FDNPS) encapsulated by alkali-activated material (AAM) have been investigated. For the long-term safety of IS embedded into AAM storage, the alteration and interaction of iron slurry within AAM are crucial. In this context, the interfaces between iron slurry and AAM before and after leaching test were investigated by secondary electron microscope attached focused ion beam (FIB-SEM) and transmission electron microscopy (TEM).

**Materials and Methods** The metakaolin-based Na-based AAM with synthesized IS before and after leaching tests were cut into a wedge shape with a size of 15 μm length, 2μm width, and ~8μm height by FIB-SEM. The wedge-shaped samples were lifted and attached onto the tip of the TEM grid by an ex-situ micromanipulator. The attached samples were carefully trimmed to obtain less than 100 nm width by FIB-SEM. The prepared samples were analyzed by TEM with a condition of 200 KeV.

**Results and discussion** In this study, the synthesized IS was mixed with Na-based AAM during fabrication and leach for 28 days. TEM images, selected area electron diffraction (SAED), and energy-dispersive x-ray spectroscopy (EDS) showed that Na-based AAM had no phase change and no interaction with IS even after 28-day leaching (see the following figure). This is presumably due to low solubility of IS at even high pH condition. Phase change and/or alteration of IS are considered to induce change in performance of the waste and leaching of radioactive nuclides sorbed onto the IS. Therefore, the AAM may be preferable matrix for safe storage and disposal.




This paper includes part of the results from works under the subsidy program "Project of Decommissioning and Contaminated Water Management" conducted by the Ministry of Economy, Trade and Industry. This work was also conducted at the Hokkaido University, supported by the "Nanotechnology Platform Program" of the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology (MEXT), Japan, Grant Number JPMXP09AA20HK0005.

Planning Lecture | Board and Committee | Board of Directors

# [3A_PL] Rethinking the Value of Nuclear Power and the Roles of Atomic Energy Society of Japan

chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room A

## [3A_PL01] Measuring Value of Nuclear Science and Technology

*Akira Yamaguchi[1] （1. UTokyo）

## [3A_PL02] Approaches by the Nuclear Energy Future Image WG

*Kenta Murakami[1] （1. UTokyo）

## [3A_PL03] Discussion for the Future

*Yuichi Niibori[1], Jun Nishiyama[2], Naoto Hagura[3], Kohta Juraku[4], Takako Shiraki[5], Tatsuhiro Kamisato[6], Akira Yamaguchi[7], Kenta Murakami[7], （1. Tohoku Univ., 2. Tokyo Tech, 3. TCU, 4. TDU, 5. MHI, 6. Chiba Univ., 7. Utokyo）

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

理事会セッション

# 原子力の価値と学会の果たすべき役割を改めて考える
Rethinking the Value of Nuclear Power and the Roles of Atomic Energy Society of Japan

## （1）原子力の価値を測る
(1) Measuring Value of Nuclear Science and Technology

山口　彰
東京大学

### 1. 原子力の価値に対する認識

原子力発電は役に立つ 48%、日本の経済発展には原子力が必要 19%、原子力発電がないと電気料金があがる 43%、原子力発電は二酸化炭素を出さない 36%、核燃料サイクルとプルサーマルは役に立つ 17%、医療などに放射線利用は必要 59%。この数字は、原子力文化財団[1]の 2020 年度の「原子力に関する世論調査」の原子力・放射線・エネルギーについてのベネフィット認知で、「そう思う」と「どちらかといえばそう思う」の回答の合計である。原子力発電は二酸化炭素を出さないことはほとんどの方はご存知と著者は考えていた。私たちは、原子力の価値を理解しており、それは当然と考えているかもしれないが、国民、社会は、原子力は高リスクの技術でありそれが無くなっても困らないとみている。原子力の価値は公正に正当に評価されていない。

原子力の価値をどのように定量化すれば良いだろうか。エネルギー基本計画[2]は、「エネルギー政策の要諦は、安全性（Safety）を前提とした上で、エネルギーの安定供給（Energy Security）を第一とし、経済効率性の向上（Economic Efficiency）による低コストでのエネルギー供給を実現し、同時に、環境への適合（Environment）を図るため、最大限の取組を行うことである」と述べる。S+3E をエネルギー政策の要とする所以であり、これをもって原子力エネルギーの価値を測ることが合理的であると考える。

OECD/NEA [3]によれば、100 万 kW 出力の原子炉 1 基あたり、建設準備段階の 10 年間で 1200 人／年、運転段階の 50 年間で 600 人／年、廃止措置段階の 10 年間で 500 人／年、最後に廃棄物管理の 40 年間で 80 人／年の直接雇用がある。従って、ライフサイクル全体（約 100 年間）の直接雇用は 5 万人年、さらにサプライチェーンからの間接雇用が 5 万人年、誘発雇用が 10 万人年、合計 20 万人年である。国内 50 基が稼働していた状況ではおよそ 1000 万人年に相当する雇用創出の価値である。そのほかにも、原子力発電は国内保有燃料だけで数年間は運転可能という備蓄力がある。さらに、18 ヶ月あるいは 24 ヶ月の長期サイクル運転が海外では行われ、世界の原子力発電所の平均設備利用率は 20 年以上に渡って 80%以上の実績である[4]。年間を通じて安定供給力があり、基幹電源に相応しい。これもまた経済社会における原子力の価値である。

先ほどの世論調査に戻る。放射線利用の便益も十分に理解いただいていない。59%が放射線利用は必要とするが、「そう思う」だけに限ればわずか 26%である。日本人の平均被ばく線量は、自然放射線が 2.1mSv に対して医療被ばくは 3.7mSv である。ほとんどの方が放射線医療や診断の恩恵に浴しているはずである。それにもかかわらずその価値は認識していただいていない。エネルギーを生み出すこと以外にも原子力の価値はある。

### 2. 私たちの望ましいあり方（Well-being）

Well-being とは身体的・精神的・社会的に良好な状態を表す概念で、2015 年 9 月に国連総会で採択された「持続可能な開発目標（SDGs）」のひとつである。従来は、国民総生産（GDP）を豊かさの指標としていたが、それだけでは政策決定において適切な指標とは言えないことから Well-being という概念が提案され、Well-being を測る指標が Wellness である。すなわち、「GDP を超えて（Beyond GDP）」[5]、健全な社会福祉の指標となる。

さて、「エネルギーの Well-being」は健全なエネルギーミックスを示すものであろうが、それを測ることはできるのだろうか？ギャラップ社は Well-being の 5 つの指標を提案している。キャリア（仕事や趣味、勉強などを継続的に続けること）、社会的（信頼と愛情、人間関係における幸福）、経済的（報酬や資産の運用など、経済的な幸福）、身体的（身体と精神が健康状態にある幸福）、コミュニティ（居住する地域社会での幸福）である。

ボストンコンサルティンググループ[6]は、Well-being を測定するため、持続的な経済開発評価（SEDA）を構成する測定項目を提案した。それは「経済」（所得水準・経済の安定性・雇用）、「社会への投資」(ヘルスケア・教育・インフラ)、「サステナビリティ」（平等性・シビルソサエティ・ガバナンス・環境）の 3 分類 10 項目で定義・構成される。ボストンコンサルティンググループは、これを定量化し、以下の図を公表している。日本の 2019 年の SEDA スコアは 77.2 で 143 カ国中 17 位とのことである。

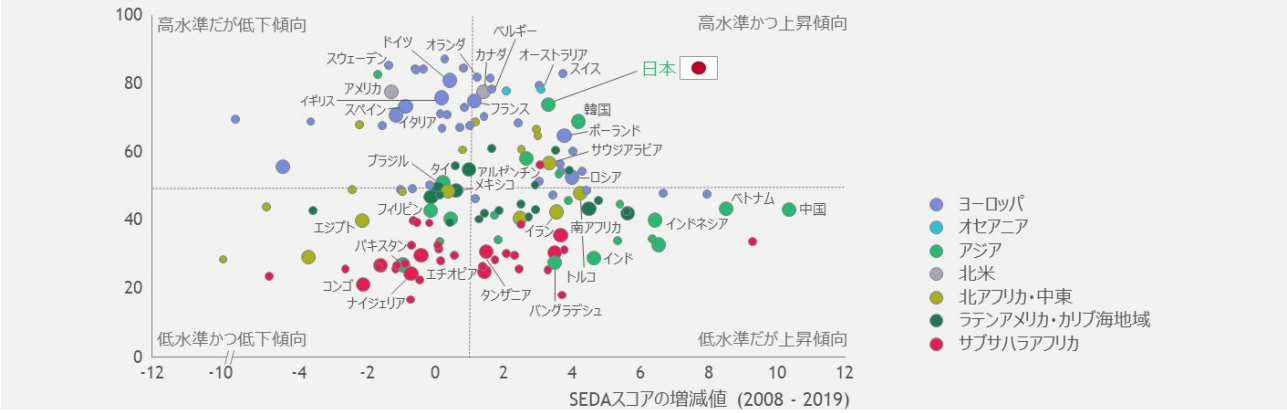



図1　SEDA（持続可能な経済開発に関する評価）スコアの比較[6]

### 3. エネルギーの望ましいあり方

原子力が「エネルギーの Well-being」にもたらす貢献は原子力の価値と言える。竹内[7]は、電力自由化の波の中で経済性は原子力の価値の指標としての意義を失った、エネルギー安全保障こそが原子力の価値であるが、それに相応しいリスク抑制（安全確保）ができているかを安全目標と関連させて議論すべきと述べる。

第 5 次エネルギー基本計画[2]は「より高度な S+3E」を提案している。これまでのエネルギー政策はエネルギー自給率と発電単価を中心に見ていた。しかし、多様なリスクに対応するためにはリスクを統合的に俯瞰する必要がある。「より高度な S+3E」では、長期のエネルギー転換に向けては、より複雑で不確実な状況下においてエネルギー選択を行っていくことが求められる。このため、不確実な状況の中での対応力を重視し、以下の４点をエネルギー選択の評価軸とする。

① 安全最優先を、技術革新とガバナンス改革による安全の革新により実現する
② 資源自給率に加え、技術自給率の向上と様々なリスク（間欠性のある電源の出力変動に伴う需給調整リスク、事故・災害リスク、化石資源の地政学リスク、希少資源リスク（蓄電池のレアメタル等）、先端技術の他国依存リスクなど）の最小化のためのエネルギー選択の多様化を確保する
③ 環境適合においては、脱炭素化への挑戦に取り組む
④ 国民負担抑制に加え、自国産業競争力の強化を図る

エネルギーの望ましいあり方を、「より高度な S+3E」で測ることに異論はないと思う。しかし、その特性と評価軸の情報は揃えられるだろうか。健全なエネルギーミックスのためには、Well-being の程度を測ったように、エネルギーの Well-being も測らなければならない。発電セクターに限れば、エネルギー源の特性と評価軸は表１のように整理されるのではないか。望ましい特性を持つエネルギーはその価値が高く、チャレンジ特性については解決あるいは代替が必要である。

エネルギー自給率や、二酸化炭素排出原単位のように定量化が容易な指標もあるが、レジリエンスや技術的実現性、安全性の技術革新、多様なリスクなどの指標については評価が困難であろう。とはいえ、このような評価軸を用いて「より高度な S+3E」を定量化するほかはない。原子力の価値も他のエネルギー源の価値も明示的に求められる。その一覧表を作成してエネルギー選択を行うことは、エビデンス・ベースのエネルギー政策に他ならないと思う。

エネルギー利用として原子力技術を見てきたが、冒頭に述べたように、放射線利用も原子力が社会に貢献する重要な、もしやもっとも国民にとって関心の高い問題であるかもしれない。あらゆる技術は、社会のニーズを受けて多様な展開を図り、社会に普及して定着する。科学技術イノベーション基本法では、以下の通りにイノベーションを定義

する。「科学的な発見又は発明、新商品又は新役務の開発その他の創造的活動を通じて新たな価値を生み出し、これを普及することにより、経済社会の大きな変化を創出すること」。このようにイノベーションには三つの要素がある。新たな価値の創出、それを社会に普及、経済社会の大きな変化、である。放射線技術がもたらす経済社会の大きな変化、つまりがん治療や診断用放射性アイソトープの製造、工業や農業への利用は国民と社会にインパクトと福祉をもたらす。放射線利用もエネルギーを生み出す原子力技術の基盤に支えられていることを忘れてはならない。

表 1 エネルギーの特性と評価軸

| 望ましい特性 | チャレンジ特性 | 評価軸 |
|---|---|---|
| 安全性技術革新 | 旧来技術 | 安全性（Safety） |
| リスク評価 | リスク不明 | 多様なリスク管理（Risk） |
| 国産エネルギー | 輸入エネルギー | 資源自給率（Energy Security） |
| 自国技術 | 輸入技術 | 技術自給率（Technology Security） |
| 実用段階 | 開発段階 | 技術成熟度（Technology Readiness） |
| 安定エネルギー | 変動エネルギー | 需給調整力（Resilience） |
| 非化石エネルギー | 化石エネルギー | 二酸化炭素放出（Environment） |
| 安価なエネルギー | 政策経費が大きい | 経済性（Economic Efficiency） |

**4. まとめ**

エネルギーの選択において、「より高度な S+3E」を定量化することを望みたい。それに対する原子力の貢献度が原子力の価値である。この定量化は困難な作業のように思える。しかし、エネルギーの well-being と Beyond-GDP としての Well-being の可測化、どちらが難しいだろうか。エネルギーの Well-being の定量化がずっと容易であると考える。本稿では、「より高度の S+3E」からエネルギー源の特性を表す評価軸の定義を試みた。これらの評価軸に関する知識、データ、経験を総動員すれば、原子力の価値を測ることは可能である。それは、それぞれのエネルギー源の特性を踏まえた現実的でエビデンス・ベースのエネルギー政策への第一歩である。

**5. 参考文献**

[1]日本原子力文化財団、調査結果　原子力に関する世論調査（2020 年度）
https://www.jaero.or.jp/data/01jigyou/pdf/tyousakenkyu2020/results_2020.pdf
[2]第 5 次エネルギー基本計画、https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703.pdf
[3]OECD, Measuring Employment Generated by the Nuclear Power Sector, October 2018
[4]World Nuclear Association, World Nuclear Performance Report 2020, August 2020
[5]OECD, Beyond GDP　Measuring What Counts for Economic and Social Performance, Nov. 2018
[6] BCG, Measure Well-Being to Improve It, https://image-src.bcg.com/Images/BCG-Measure-Well-Being-to-Improve-It-July-2019-R_tcm56-223637.pdf
[7]竹内、原子力が提供する「価値」は何か、日本原子力学会誌, Vol.61, No.3 (2019)

Akira Yamaguchi
The University of Tokyo

2021年秋の大会

理事会セッション

# 原子力の価値と学会の果たすべき役割を改めて考える

Rethinking the Value of Nuclear Power and the Roles of Atomic Energy Society of Japan

## （2）原子力の未来像 WG の取り組み

(2) Approaches by the Nuclear Energy Future Image WG

*村上　健太

東京大学

### 1. 未来像検討ワーキンググループとは

2020 年 4 月、理事会は 2050 年を担う世代に原子力の未来像の検討を依頼し、それをシンポジウム等によって学会員全体で共有することを企画した。全 19 部会、若手連絡会、学生連絡会からそれぞれ数名の委員が推薦され、企画委員会が事務局を務める形で未来像検討ワーキンググループ（以後、WG）が組織された。WG の運営方針や検討内容は委員に一任されたが、原子力学会全体を包絡できるようなテーマ選定や、「社会との協働を意識して目標を練り上げること」が要請された。WG では、2021 年 3 月 12 日に中間報告を兼ねた拡大勉強会という位置づけのシンポジウムを開催した[1, 2]。その後も若手連絡会と共同で勉強会等の企画を続けており、「原子力の価値と学会の果たすべき役割」のプロフィールが明確になりつつある。

本稿は、活動を通じて WG のリーダである著者が把握した論点を整理し、著者個人の意見も加えて考察したものである。WG としての結論は、2021 年度中に予定されている最終報告会にてご紹介させて頂きたい。なお、本稿で紹介する現状分析の多くは、未来像検討 WG や若手連絡会の勉強会において紹介された資料に基づいている。

### 2. 気候変動問題を起点に原子力エネルギーを考える

IPCC 第五次評価報告書 (2013-14) は、1870 年以降の人為起源 $CO_2$ 累積排出量と地表平均温度上昇の間に近似的な比例関係があることを示した。つまり、気温上昇を一定水準に抑えるには、いずれかの段階で人為起源 $CO_2$ のネット排出量をゼロにする必要があることが明示された。カーボンニュートラル（CN）という長期目標とパリ協定によって気候変動対策の大枠が定まったことから、この分野に積極的な投資を呼び込む環境が整った[3]。しかし原子力エネルギーの場合、電源としての政策的位置づけの不安定性や、5～10 年での投資回収可能性の観点から、必ずしも民間資金が容易に流入する状況になっていない[1,4]。

「2050 年 CN 達成」は現実的だが、とても難しいゴール設定であることに留意が必要である。仮に、電力部門が完全な脱炭素化に成功したとしても、エネルギー利用構造が変わらなければ排出量は約半減に留まる。社会全体で省エネ、電化、水素等への燃料転換を進める必要がある。電力の脱炭素化すらも難しいゴールである。例えば、永井らは社会的受容性（つまり、法規制や土地利用の競合等）と立地条件に基づいて再エネ導入ポテンシャルを試算し、再エネ発電量は 6500 億 kWh 程度まで拡張できると評価している。これは、日本の総発電量の 40~50 % 程度である [3]。ようやく「再エネ vs 原子力」というような無為な論説を学会内で耳にすることが減ってきたが、CN 達成のためにはあらゆる技術を動員する必要があるということを繰り返し強調しておきたい。

WG では、再生可能エネルギー大量導入と関係の深い技術課題である「電力系統の安定性」と「水素利用」への理解を深めるため、若手連絡会と連携して勉強会を企画している。どちらの論点も、需要家のニーズを高い解像度で把握することが不可欠であるが、学会における議論は未だそのレベルに達しているとは言えないだろう。電力網に関しては、現時点で外部化の目途が立っていない原子力エネルギーの価値（例えば、回転機の慣性力を活かした周波数安定性への貢献）を、プラント毎に定量的に把握することが必要である。これらの価値は他の供給者とのバランスで決まるため、長期的な変化を予測して定期的に見直すならば、いずれ市場化の道が拓けるかもしれない。水素の場合、技術開発要素が多く、現時点で 2050 年における利用の形

態を詳細に予測することは難しい。利用総量の期待値と調達方法の想定を把握した上で、将来像の解像度を上げていく努力を継続する必要がある。エネルギー安全保障の視点で原子力エネルギーの役割を考える上でも、再生可能エネルギーの海外依存度は重要な要素となる。

### 3. モジュール化という視点から原子力学を考える

原子力は総合工学（integrated engineering）である。原子力システムの安全は、関係するすべての技術領域において不確実さの影響を十分抑制することによって実現する。原子力安全の枠組みの中で長年研究されてきた研究課題は（たとえ安全に関する意思決定に直接使えないとしても）分野の研究者が注目する「共通問題」としての価値を有していた。「幅広く学術を下支えする」という原子力学の役割は、貨幣価値に換算し難い原子力産業の特徴の一つである。原子力学は、こうして培われた多様な要素技術を垂直統合し、高い品質マネジメントの下で組み上げる方法を標準化することで、高い信頼性をもつ社会インフラを提供することに貢献してきた。

一方で、過去四半世紀の産業構造の変化には、統合化よりもモジュール化を重視する潮流がある。これは、単に製品を構造的に分割するということではなく、情報共有のあり方を含めて事業をカプセル化するという概念である。規定された内容以外の情報が隠されることを寄与の条件としてモジュールが連結されることにより、調整コストを抑えてモジュール内での情報処理を効率化すると共に、過剰反応を抑制しながら環境変化に柔軟に対応することが可能になる[5]。

おそらく、原子力セクターの組織構造だけでなく、原子力学に関係した学術分野（言い換えると部会）も、現在の外部環境に変化に合わせた情報共有や意思決定のために最適な形にはなっていない。組織構造は歴史的な経緯に強く依存するので、この問題に対する抜本的な解決策は存在しないだろう。しかし、原子力の意思決定に使用された情報処理プロセスを属人的な部分も含めて文書化しておくことは、将来必要なリストラクションにとって極めて重要である。

小型モジュール炉(SMR)の導入は、産業としてだけでなく、また学術としても原子力学を発展させるチャンスである。事業者にとってのSMRの利点は、プロジェクト開始から本格運用に至る期間（この期間は収益がないため事業リスクが高い期間でもある）において、統合してマネジメントする必要のあるプロセスを大幅に減らせることとされている。ただし、この利点を生かせるかどうかは、適切な規制制度の存在に大きく依存する[6]。SMRの導入検討が規制制度改革につながることへの期待が高まるが、その成否には、原子力規制委員会のコミットメントに加えて、過去の規制経験や安全研究によって得られた知識群が効率的な意思決定に資する形に構造化されていることが関係する。

SMR実用化までの道のりには、SMR本体の開発に加え、製造技術、エネルギー利用、核燃料サイクル等の研究課題がある。周辺領域では、原子炉の炉型に過度に依存しない形(Technology Inclusive)　での研究開発が特に重要である。多くの研究者は、「垂直統合的な原子力システム」の一部分を改良とするという発想から脱却しつつある。つまり、国策から一文を引用して論文のイントロダクションを正当化するという慣習を捨て、自分の研究の本質的な意義や多様な応用先を見つめ直し始めている。

垂直統合型からモジュール型への技術構造の転換は、「総合工学」としての原子力の価値を損なうものではない。モジュール化の代表例とされているシリコンバレーモデルでは、ベンチャーキャピタルによるコーディネーションがアクター間の情報交換だけでなく、アクターのガバナンスにおいても大きな役割を果たしたとされている[5]。原子力では、今後も専門家が触媒としての（またはそれ以上の）役割を果たすことが求められ続けるだろう。また、外部化しにくい原子力産業の価値を評価してアクターに予見性を与えるために国が一定の役割を果たし続けることは、構造変化の有無に関わらず重要である。

### 4. 環境問題として原子力の受容性を考える

WGの設置目標は「社会との協働を意識して（原子力の）目標を練り上げること」であるが、WGを通じて社会とゴールが多様であることが強く認識されるようになってきた。例えば、Environment（環境）、Social（社会）、Governance（企業統治）といった非財務情報を考慮したESG投資を呼び込むために企業が重視す

べきステークホルダとして、国連・政府、国際金融機関・機関投資家、NGO、消費者、取引先、そして組織内部が示されている[4]。導入ポテンシャルに関する議論[3]から明らかなように、再生可能エネルギーの導入でも社会的受容性が大きな課題となっている。通常、個人がリスクマネジメントに参画できない事業は、その人のリスクテイクの対象から外される。したがって、すべてのエネルギー事業において、重要なステークホルダを特定して、リスクマネジメントに参加を促す努力が求められるようになるだろう。原子力のリスクを説明する目的は、安心感の醸成から、ステークホルダのリスクマネジメントに必要な情報提供へと重心移動する必要がある。

原子力の受容性を「海を綺麗にする」などの「環境問題」の類型と見なすなら、死亡リスクの抑制が問題の解消と直結しないことは明らかだろう。問題にチームで取り組む必要性や、多様なアクターがチームに参加する必要性も自明である。近藤[7]は、総合地球環境学研究所において実施された多数の環境問題の共同研究プロジェクトを調査し、社会の多様な主体と協働して研究を進める際に気をつけるべきことを分析している。チームのメンバーシップを包摂的（来る者拒まず、去る者追わず）にする；相対的に声の小さいアクターの参加を意図的に促す；プロセスを可視化する；参加の動機や「対価」がアクター毎に異なることへ配慮する；等が重要だとされている。原子力学会でも、幅広いアクターを巻き込んで活発に活動しているプロジェクト（例えば、[8]）は、この特徴の多くの部分を有している。原子力が環境問題だとの認識に立って議論することの功罪については、技術者目線で原子力の未来像を検討する活動[9]と並行して、WG の中で丁寧に議論したいと考えている。

これまでの議論は、国が定める最小要求としての「安全目標」の必要性と矛盾するものではない。しかしライフプランや医療の在り方の変化を踏まえて安全目標の更新を続けていくことは容易でない。医療や産業保安に関係した幅広い専門家との協働が不可欠だが、高度な社会セキュリティを必要とする産業の代表として、原子力の専門家には議論をリードする役割が求められるだろう。近年の遺伝子診断技術等の進歩からすると、個人における疾病の発生時期などをかなり精度良く予測できる時代が来るだろう。その時、外乱となる放射線リスクがどのように受け止めてもらうかを今から戦略的に検討する必要がある。

## 5. WG の取り纏め方針

WG は今後、これまでの議論を取りまとめると共に、検討した未来像を学会員に共有するためのシンポジウム等を企画する予定である。WG で描く未来像は、気候変動問題を起点とした Technology Inclusive なものになるだろう。WG が契機の一つとなって学会内で複数の企画が立ち上がっており、それだけでも本企画は成功したと考えている。WG 委員は、WG 解散後も学会のコアメンバーとして、学会員が原子力を取り巻く課題を見つけ出して、自ら探求する取り組み[8]を活性化することに貢献するだろう。

## 参考文献

[1] 村上健太, 他, 「当事者の視点から 2050 年の原子力像を考える」, ATOMOΣ 2021 年 8 月号(予定)
[2] 日本原子力学会, シンポジウム「原子力の未来像を考える」, 2021 年 3 月 12 日, https://www.aesj.net/vision2050symp
[3] 堀尾健太, 永井雄宇, 「『カーボンニュートラル』と原子力」, 同上
[4] 齋田温子「気候変動起点の外部環境変化を踏まえた原子力の未来:カーボンニュートラル政策の動向と投資家の視点」, 同上
[5] 例えば、青木昌彦「比較制度分析に向けて」NTT 出版, 2003 年
[6] 例えば、R. Meserve, Annual Letter of Assessment 2018, https://www.iaea.org/sites/default/files/2018_annual_letter_final.pdf
[7] 近藤康久, 「オープンチームサイエンス　ひらかれた協働研究の方法論」　学術の動向 2021 年 2 月号, 102-106
[8] 例えば、羽倉尚人, 他「課題を見つけ出す工夫・仕組みをどのように具体化していくか」, 2 と同じ
[9] 竹田敏「研究者の視点からの原子力の魅力と役割」, 同上

*Kenta Murakami, The University of Tokyo

(Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM  Room A)

# [3A_PL03] Discussion for the Future

*Yuichi Niibori[1], Jun Nishiyama[2], Naoto Hagura[3], Kohta Juraku[4], Takako Shiraki[5], Tatsuhiro Kamisato[6], Akira Yamaguchi[7], Kenta Murakami[7], （1. Tohoku Univ., 2. Tokyo Tech, 3. TCU, 4. TDU, 5. MHI, 6. Chiba Univ., 7. Utokyo）

With the current review of the Japanese basic energy plan, this session will share the basic ideas on this theme and the related efforts of young generation in Atomic Energy Society of Japan (AESJ). Then, further deepen the discussion of the direction of nuclear power and the roles of the academic society for the next era from the viewpoints inside and outside AESJ.

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [3A09-12] Stabilization &Immobilization 5

chair: Tatsuro Matsumura (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 2:45 PM - 4:00 PM Room A

## [3A09] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Yutaro Kobayashi[1], Kazuko Haga[1], Yoshihisa Kaneda[1], Tsutomu Sato[2], Ayaka Kakuda[3], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3], Ryoichiro Kuroki[3] (1. Taiheiyo Consultant, 2. Hokkaido Univ., 3. IRID/JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

## [3A10] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Tadafumi Koyama[1], Kazuyoshi Uruga[1], Shizue Furukawa[1], John Vienna[2], Benjamin Parruzot[2], Xiaonan Lu[2], Takeshi Ohsugi[3], Tomoyuki Sone[3], Ryoichiro Kuroki[3] (1. CRIEPI, 2. PNNL, 3. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

## [3A11] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Shizue Furukawa[1], Tadafumi Koyama[1], Kazuyoshi Uruga[1], Michio Kikuchi[1], Taku Otsuka[1], Takeshi Yamamoto[1], Ken Imaizumi[2], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3], Ryoichiro Kuroki[3] (1. CRIEPI, 2. Tokyo PT, 3. IRID/JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM

## [3A12] Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Kazuyoshi Uruga[1], Shizue Furukawa[1], Takatoshi Hijikata[1], Tadafumi Koyama[1], Ayaka Kakuda[2], Takeshi Osugi[2], Tomoyuki Sone[2], Ryoichiro Kuroki[2] (1. CRIEPI, 2. IRID/JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発 （24）低温固化処理材料（模擬スラリー混合セメント固化体）の 溶解挙動に関する実験及び解析的検討

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(24) Experimental and modeling studies on the dissolution behavior of cement solidified body with modified wastes

*小林 佑太朗[1]，芳賀 和子[1]，金田 由久[1]，佐藤 努[2]，
角田 あやか[3],大杉 武史[3]，曽根 智之[3]，黒木 亮一郎[3]
[1]太平洋コンサルタント，[2]北海道大学，[3]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理から発生する廃棄物をセメント等で低温固化処理する場合の基礎データを取得する目的で、模擬廃棄物混合セメント固化体を作製し、溶解試験を行った。また模擬廃棄物混合セメント固化体の溶解挙動について熱力学平衡計算により検討し、得られた計算結果と溶解試験の結果との比較を行った。

**キーワード**：セメント固化，溶解試験，熱力学平衡計算，炭酸塩スラリー，鉄共沈スラリー

**1. 緒言**　福島第一原子力発電所から発生する廃棄物の処理方法として、国内外の原子炉施設の運転廃棄物処理等で実績があるセメント等での低温固化処理が検討されており、基礎データの取得を進めている[1,2]。本報告では、水と接触する環境下における固化体の長期変質を評価する目的で、模擬廃棄物（炭酸塩スラリー（CS)、鉄共沈スラリー（IS)）のセメント固化体の溶解試験を実施し、溶解試験と同条件での熱力学平衡計算の結果との比較を行うことで模擬廃棄物混合セメント固化体の溶解挙動の検討を行った。

**2. 実験および計算条件**　廃棄物充填率は CS：30wt%、IS：20wt%とし、流動性、強度発現性を考慮して決定した配合でそれぞれ固化体を作製した。28 日間封緘養生した固化体を粉末にし、純水に浸漬する平衡溶解試験（浸漬：28 日間、液固比：10～2000）を実施した。熱力学平衡計算には地球化学コード Geochemist's Workbench(GWB)を用い、熱力学データベースは前報[2]で整備したものを使用した。

**3. 結果**　液相分析の結果から主要な溶脱成分と判断された Na、Ca の液相濃度の分析結果と計算結果を図 1 に示す。計算結果は実験結果を概ね再現することができた。固相分析の結果から Na は廃棄物中の可溶性塩の溶解に、Ca はセメント水和物の溶解にそれぞれ起因することが確認された。図 2 に計算で求めた IS 固化体の鉱物相変化を示す。計算では、廃棄物とセメント水和物の反応による新たな鉱物の生成は確認されず、廃棄物固化体においてもセメント成分の溶解過程は、セメントペースト単体の鉱物相変化と同様の傾向を示した。以上から、CS および IS を混合したセメント固化体の溶解変質現象は概ねセメント成分の溶解変質に由来したものであると考えた。

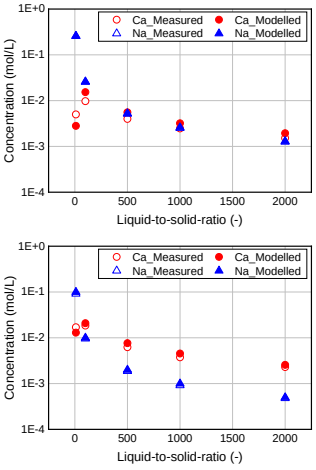



図 1 浸漬液の Ca, Na 濃度変化
(上：OPC+CS[1]　下：OPC+IS)

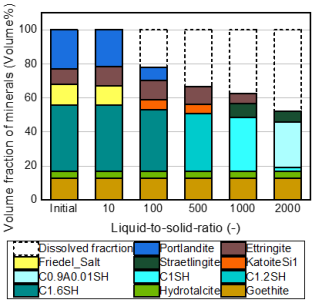



図 2 固化体の鉱物相組成変化
(OPC+IS)

**謝辞**　本研究は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

**参考文献**　[1]金田 他，日本原子力学会 2020 年秋の大会予稿集 2B11(2020)
[2]小林 他，日本原子力学会 2020 年秋の大会予稿集 2B12(2020)

*Yutaro Kobayashi[1], Kazuko Haga[1], Yoshihisa Kaneda[1], Tsutomu Sato[2], Ayaka Kakuda[3], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3] and Ryoichiro Kuroki[3] ([1]Taiheiyo Consultant, [2]Hokkaido Univ., [3]IRID/JAEA)

# 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
# （25）水処理二次廃棄物の安定固化に適したガラス組成範囲の評価

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

(25) Evaluation of glass composition range suitable for solidification of secondary wastes from treatment of the contaminated water

*小山 正史[1]，宇留賀 和義[1]，古川 静枝[1]，J. Vienna[2], B. Parruzot[2], L. Xiaonan[2],
大杉 武史[3]，曽根 智之[3]，黒木 亮一郎[3]
[1]電力中央研究所，[2]Pacific Northwest National Laboratory,
[3]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

汚染水処理二次廃棄物をホウ珪酸ガラスに固化する場合に，ガラスの耐浸出性や均質性を担保しつつそれぞれの廃棄物をどこまで含有することができるかを，米国 PNNL のガラスデータベースと 1F 廃棄物成分に特化したるつぼ試験に基づくガラス物性モデルにより解析的に評価した。

**キーワード：**ゼオライト，高温処理，セシウム，揮発，ガラス固化

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所（1F）の水処理廃棄物のガラス固化技術では，ホウ珪酸ガラスの優れた耐進出性や均質性を損なわないで，どの程度まで廃棄物を含有できるかが，経済性の観点で重要な評価項目である。本研究では, Hanford や Savannah River の高放射性吸着剤廃棄物のガラス固化のために, Pacific Northwest National Laboratory (PNNL)が構築したガラスデータベースに 1 F 特有の廃棄物組成でのるつぼ試験データを加え，ガラス物性モデルを検討して，望ましい物性が期待できる組成範囲を解析的に導出した。

## 2. 解析方法

PNNL ガラスデータベースの重回帰分析により物性モデル式（液相温度，粘性，密度，電気伝導率，K-3 セラミックス，腐食速度，MCC-1 浸出率等）を導出，これに 10 ケースのガラス溶融固化・物性測定試験を実施し適用組成範囲を見直した。次にモデルから各ガラス溶融技術に適用できるガラス組成範囲を推定し，各廃棄物充填可能量を逆算した。ガラス溶融技術は，LFCM，GeoMelt，CCIM，Dem&Melt の 4 型式，廃棄物は Hershlite Zeolite，除染装置スラッジ，鉄共沈スラリー，炭酸スラリー，チタン酸，ケイチタン酸（CST）を対象とした。

## 3. 試験結果

一種類の水処理二次廃棄物を装荷する場合には，許容できる廃棄物の組成範囲（充填率）は，表のようにゼオライトは GeoMelt が 90.21wt%と最も高く，除染装置スラッジと鉄共沈スラリーは GeoMelt と CCIM が最高で 7.51wt%だった。また，炭酸塩スラリーはいずれの溶融技術でも約 12wt%で，これは MgO のモデル適用範囲に起因している。さらに CST は GeoMelt と Dem&Melt で約 35.5wt%だった。

表 1 一種類廃棄物の最大充填量(wt%)

| 溶融技術 | Herschlite ゼオライト | 除染装置スラッジ | 鉄共沈スラッジ | 炭酸塩スラリー | チタン酸 | CST |
|---|---|---|---|---|---|---|
| LFCM | 72.06% | 6.15% | 11.44% | 11.94% | 10.70% | 15.95% |
| GeoMelt | 90.21% | 7.51% | 19.95% | 11.96% | 23.84% | 35.52% |
| CCIM | 86.39% | 7.51% | 19.93% | 11.96% | 10.71% | 15.96% |
| Dem＆Melt | 64.15% | 5.84% | 14.86% | 11.95% | 23.84% | 35.46% |

次に複数の水処理二次廃棄物を含有させる場合の許容組成を導出し，図 1 のような廃棄物二種とガラス化材の三元図の形で溶融技術型式毎にマッピングを導出した。赤枠内が許容組成である。その結果，運転温度が高い技術と流下操作のない技術は充填率が高くなる傾向がみられた。なお, 解析精度向上に, 1F 廃棄物組成の実験データの充実が課題である。

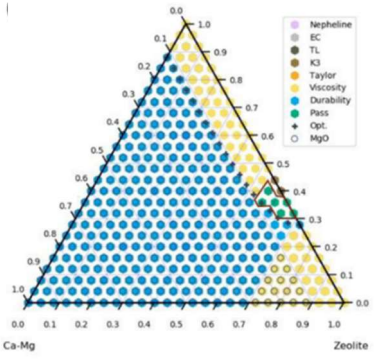



図 1 炭酸塩スラリーとゼオライトの含有組成（LFCM 条件での解析結果）

**謝辞** 本研究は、平成 29、30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

* Tadafumi Koyama[1], Kazuyoshi Uruga[1], Shizue Furukawa[1], John Vienna[2], Benjamin Parruzot[2], Lu Xiaonan[2], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3] and Ryoichiro Kuroki[3]
[1]CRIEPI, [2]PNNL, [3]IRID/JAEA

# 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
# （26）廃棄物固化処理技術抽出のためのアプローチの検討 その 3

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(26) Investigation of approach for selecting solidification techniques applied to contaminated water management waste No.3

*古川 静枝[1]，小山 正史[1]，宇留賀 和義[1]，菊地 道生[1]，大塚 拓[1]，山本 武志[1]，
今泉 憲[2]，大杉 武史[3]，曽根 智之[3]，黒木 亮一郎[3]
[1]電力中央研究所，[2]東京パワーテクノロジー，[3]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所において汚染水処理により発生する水処理二次廃棄物に関して、実用規模の固化処理に適用できる見通しを得る目的で、固化処理技術の評価のアプローチに係る調査研究を行っている。文献等を参考に、評価軸（総項目数 30 程度）の選定を試み、各固化処理技術の基盤情報の整理を行った。

**キーワード**：福島第一原子力発電所，水処理二次廃棄物，固化処理，評価軸

## 1. 緒言

東京電力ホールディングスは、福島第一原子力発電所で発生する水処理二次廃棄物に関して、2021 年度頃を目処に、処理・処分方策などに関する技術的な見通しを示すこととしている。このため、放射性廃棄物への適用実績があるガラス固化、溶融固化、セメント固化、AAM（アルカリ活性材料）固化の 4 種の技術を対象に、評価のアプローチに係る調査研究を行っている。

## 2. 調査の概要

NRC によるハンフォードサイトの廃棄物の処理技術評価報告書[1]などを参考に、固化処理技術の実績、プロセス性能、プロセスの運転性/安全性、経済性、製作される固化体特性の 5 項目を主要評価軸として設定した。更に、各主要評価軸に対して総項目数 30 程度となる評価小項目を設定した（表 1）。図 1 に減容率・廃棄物充填率の例を示す。これらにより、各固化処理技術に関して、実用規模の固化処理に適用できる見通しを得るための基盤情報が整理された。

表 1　評価軸の例

| 主要評価軸 | 評価小項目の一例 |
|---|---|
| 技術実績 | 開発段階，各種廃棄物適用実績等 |
| プロセス性能 | 処理速度，Cs揮発率等 |
| 運転性・安全性 | プロセスリスク，保守内容等 |
| 経済性 | 減容率，建築面積等 |
| 固化体特性 | 耐浸出性，耐放射線性等 |

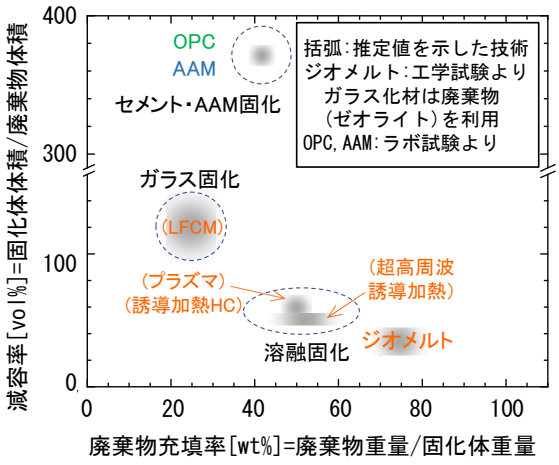



図 1　各固化処理技術の減容率・廃棄物充填率
（対象：炭酸塩スラリー）

### 参考文献

[1] National Research Council 2011. Waste Forms Technology and Performance: Final Report. https://doi.org/10.17226/13100.

**謝辞**　本研究は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

*Shizue Furukawa[1], Tadafumi Koyama[1], Kazuyoshi Uruga[1], Michio Kikuchi[1], Taku Otsuka[1], Takeshi Yamamoto[1], Ken Imaizumi[2], Takeshi Osugi[3], Tomoyuki Sone[3] and Ryoichiro Kuroki[3]
[1] CRIEPI, [2] Tokyo PT, [3] IRID/JAEA

# 福島第一廃炉汚染水処理で発生する廃棄物の先行的処理に係る研究開発
# （27）使用済無機吸着剤からの Cs 揮発挙動

Research and development on preceding processing methods for contaminated water management waste at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(27) Cesium volatilization from used inorganic absorbents

*宇留賀 和義[1]，古川 静枝[1]，土方 孝敏[1]，小山 正史[1]，
角田 あやか[2]，大杉 武史[2]，曽根 智之[2]，黒木 亮一郎[2]
[1]電力中央研究所，[2]国際廃炉研究開発機構/日本原子力研究開発機構

汚染水処理で使用されたケイチタン酸をガラス固化した場合の Cs 揮発挙動を明らかとするため、熱重量分析を実施した。B を含むガラス化剤を添加すると 800℃以上において温度の上昇と伴に Cs 揮発量の増加が見られた。

**キーワード：**ゼオライト，高温処理，セシウム，揮発，ガラス固化

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所で発生する水処理二次廃棄物に適用する安定化処理技術の評価手法を検討している。このうち、ガラス固化などの高温処理技術については、処理時における $^{137}Cs$ 等の放射性核種の揮発率が重要な評価項目となる。本研究では、評価に利用するためのデータ取得を目的として，各廃棄物からの Cs 揮発挙動を把握するための基礎試験を実施している。本報では，代表的な廃棄物の 1 つであるケイチタン酸（CST）からの Cs 揮発挙動を中心に報告する。

## 2. 試験方法

Cs を含む人工海水に 2 種類の CST を浸漬し，それぞれ Cs を 2 wt%吸着させた後、乳鉢で粉末化した。これら粉末試料単体あるいは表 1 に示す添加剤を混合した試料を熱重量分析装置（TG）にて空気雰囲気下で 500-1350℃まで加熱した。加熱後試料に含まれる Cs 等の濃度を湿式分析により測定した。

表 1 添加物混合割合(wt%)

| 添加物 | [mass%] |
|---|---|
| CST | 20.40 |
| ゼオライト | 60.60 |
| $SiO_2$ | 6.72 |
| $Na_2CO_3$ | 2.87 |
| $B_2O_3$ | 4.79 |
| $LiOH\text{-}H_2O$ | 4.62 |

## 3. 試験結果

TG 測定結果を図 1 に示す。500℃に至るまでに見られた連続的な重量減少は水分の脱離によるものと考えられる。CST 単体を加熱した場合，500-1350℃での重量減少は 2 試料ともわずかであり，加熱後試料の組成分析からも，Cs 揮発率は 1.4 および 6.3 wt%と小さいことがわかった。また，1350℃までの加熱により試料は融解した。一方で、添加剤を混合した場合には，950℃以上において重量減少が確認された。加熱に伴う組成変化を図 2 に示す。この図から，重量減少は Cs 等のアルカリ金属元素および B の揮発であるといえる。アルカリ金属は Cs>K>Na~Li の順に揮発しやすく，アルカリ金属と B はモル比 1 : 1 で揮発することがわかった。Sr などのアルカリ土類金属の揮発は見られなかった。添加剤を含む場合にも 800℃以下では揮発率が小さいことから，溶湯表面でのコールドキャップの形成は揮発抑制に有効であることが示唆された。

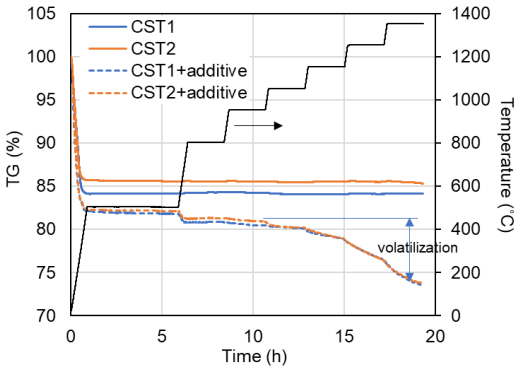



図 1 CST の重量変化

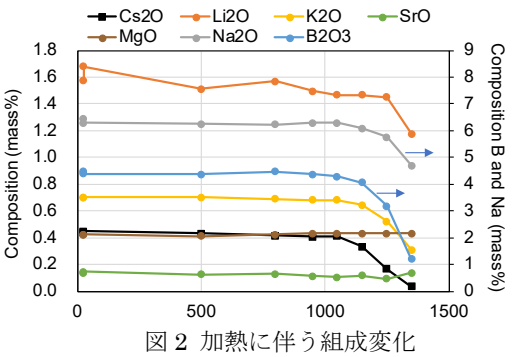



図 2 加熱に伴う組成変化

**謝辞** 本研究は、平成 30 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」によって実施したものである。

*Kazuyoshi Uruga[1], Shizue Furukawa[1], Takatoshi Hijikata[1], Tadafumi Koyama[1], Ayaka Kakuda[2], Takeshi Osugi[2], Tomoyuki Sone[2] and Ryoichiro Kuroki[2]
[1]CRIEPI, [2]IRID/JAEA

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

# [3A13-16] Stabilization &Immobilization 6

chair: Junya Sato (IRID/JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 4:00 PM - 5:15 PM Room A

## [3A13] Investigation about the hydrogen generation behavior from Geopolymer

*Rui Akayama[1], Kanae Matsuyama[1], Masaru Yuhara[1] (1. TOSHIBA ESS)

4:00 PM - 4:15 PM

## [3A14] The influence of electron radiation on the mechanical properties of geopolymers

*Yaru Yang[1], Suematsu Hisayuki[1], Thi Mai Dung Do[1], Thi Chau Duyen Le[1], Isamu Kudou[2], Niihara Koichi[3], Tadachika Nakayama[3] (1. Extreme Energy-Density Research Institute, Nagaoka University of Technology , 2. ADVAN ENG. Co., ltd, 3. Nagaoka University of Technology )

4:15 PM - 4:30 PM

## [3A15] A geopolymer for solidification of radioactive waste

*Eiki Adachi[1], Nobuyuki Sekine[1], Marcela Brazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2] (1. Fuji Electric, 2. Jacobs Slovakia)

4:30 PM - 4:45 PM

## [3A16] A geopolymer for solidification of radioactive waste

*Nobuyuki Sekine[1], Eiki Adachi[1], Kimihiro Onozaki[1], Hisashi Mikami[1], Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2], Toshiyuki Takeda[3], Moegi Tomura[3], Hirotaka Ohura[3] (1. Fuji Electric, 2. Jacobs Slovakia, 3. JAPC)

4:45 PM - 5:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# ジオポリマー固化体の水素発生挙動に関する研究

Investigation about the hydrogen generation behavior from Geopolymer

*赤山 類[1]，松山 加苗[1]，湯原 勝[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

放射性廃棄物の保管・処分では、水の放射線分解による水素発生が懸念される。基本構造に水を含まないため、水素発生対策となり得るジオポリマー材料を廃棄物固形化材料として使用することを念頭に、放射線環境下での水素発生挙動を調査した結果について報告する。

**キーワード：**ジオポリマー，水素，ガンマ線照射

**1.緒言**　放射性廃棄物に由来する水素対策材料として注目されるジオポリマーには、混練時の粘度制御と保管時の水素発生挙動の把握という 2 つの課題があり、これまでに前者に対するホウ酸添加の有効性を確認済みである[1]。そこで本研究では、ホウ酸添加の影響評価としてジオポリマーからの水素発生挙動を調査した。

**2.実験方法**　ホウ酸添加量をパラメータとしてメタカオリンとシリカフュームを添加した基材に $K_2SiO_3$ 水溶液(濃度 30 wt.%)及び KOH のアルカリ刺激剤を混合したジオポリマー固化体を作製した（表 1)。作製した固化体を粉砕し粒経 355μm 以下に調整した。120℃で 4 時間乾燥処理後、窒素ガス吸着法により細孔径分布を測定するとともに Ar 雰囲気グローブボックス内にて金属バルブ付ガラス容器に封入して照射試料とした。照射線源には Co-60 を用い、線量率 7.7 kGy/h（アラニン線量計にて測定）の条件で、1～64 時間までの照射試験を行った。照射後、容器上部空隙中の水素濃度をガスクロマトグラフ(Agilent 製 7890A GC system)で測定し、単位試料重量あたりの水素発生速度(mol $g^{-1}$ $h^{-1}$)を評価した。

表 1. ジオポリマー配合条件(wt.%)

| | メタカオリン | シリカフューム | $K_2SiO_3$ 溶液 | KOH | 水 | ホウ酸 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 配合 A | 31 | 16 | 12 | 18 | 23 | 0 |
| 配合 B | 29 | 16 | 11 | 18 | 22 | 5 |

**3.結果**　照射時間に対する単位試料重量あたりの水素発生量を図 1 に示す。配合 A（平均細孔径 13.8±0.8 nm）の水素発生速度は(5.6±0.1)× $10^{-8}$ mol $g^{-1}$ $h^{-1}$、配合 B（同 20.6±0.8 nm）では(2.3±0.1)×$10^{-8}$ mol $g^{-1}$ $h^{-1}$ であった。図 2 に平均細孔径と水素発生速度の関係を示す。細孔径増大によりジオポリマーからの水素発生速度は低下する傾向が示され、これはフランス原子力庁(CEA)の報告[2]と同様であった。

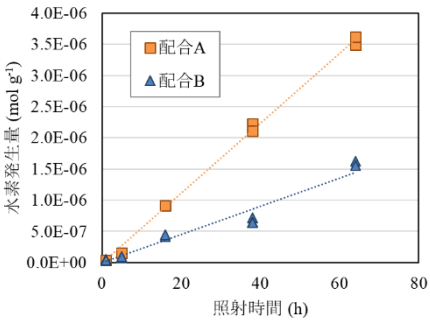



図 1. 照射時間と水素発生量

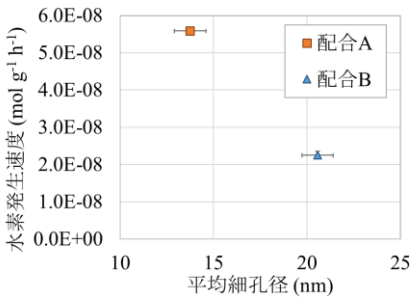



図 2. 平均細孔径と水素発生速度

**4.結論**　ジオポリマーへのホウ酸添加により平均細孔径は増大し、水素発生速度は低下することを確認した。

**参考文献**

[1]　湯原他　日本原子力学会 2019 年春の年会予稿集　1C07(2019)

[2]　Frederic Chupin et al, Water content and porosity effect on hydrogen radiolytic yields of geopolymers, Journal of Nuclear Materials, 494 (2017) 138-146

* Rui Akayama[1], Kanae Matsuyama[1] and Masaru Yuhara[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

# The influence of electron radiation on the mechanical properties of geopolymers

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

**Abstract**

After the decommissioning of JMTR, the geopolymer treatment method for difficult waste ion exchange [1]. The potassium and metakaolin-based geopolymer is irradiated by ETIGO-III at room temperature from one to four shots. The Vickers hardness were decreased after irradiation but did not affect by the number shots. The current results show the stability of metakaolin-based geopolymers under electron irradiation.

**Introduction**

With the development of the nuclear industry, there are inevitable problems of nuclear power plant abandonment and nuclear waste disposal. The disposal of some radioactive metal ions has not yet been well solved. Geopolymers are inorganic polymers composed of $AlO_4$ and $SiO_4$ tetrahedral structural units and a three-dimensional network structure [2], This structure is very conducive to dividing and enclosing metal ions and other toxic substances in the cavity; at the same time, the aluminum ions in the framework can also adsorb metal ions [3]. It can be applied to nuclear waste treatment [4], catalysis, adsorption, and other fields. The stability of geopolymer under irradiation is important.

**Experiment**

Geopolymer samples were made of AFACO silica, metakaolin powder, potassium hydroxide and potassium silicate solution with molar ratios of Al: Si: K: $H_2O$ =1: 2.1: 0.8: 8. The potassium silicate, potassium hydroxide powders and the distilled water were mixed. The solution was stirred until complete dissolution of the powder. Then, the solution was cooled to room temperature with an ice bath. EFACO silica powder was added to the solution, stirred for 1 minute, and then metakaolin was added. Finally, the slurry was totally stirred for 10 minutes to synthesize a geopolymer sample. Samples were cured at 60 ℃ from 1 to 4 days with lid respectively, then demolded and moved to RT until the 14 days. The potassium and metakaolin-based geopolymer was irradiated by ETIGO-III at a peak voltage 2Mev, and a pulse with of 100 μs from one to four shots. The Vickers hardness of geopolymer samples was measured after ground and polished by a diamond paste to become mirrors. Vickers indenter was loaded at 1 kgf for 15 s with 12 measurements for every sample to analyze Vickers hardness.

**Results and Discussion**

The Vickers hardness (as shown in Fig.1) decreased after the irradiation but did not affect by the number of shots. The stability under ionizing radiation indicates that geopolymers have the potential for processing nuclear waste metal ions.

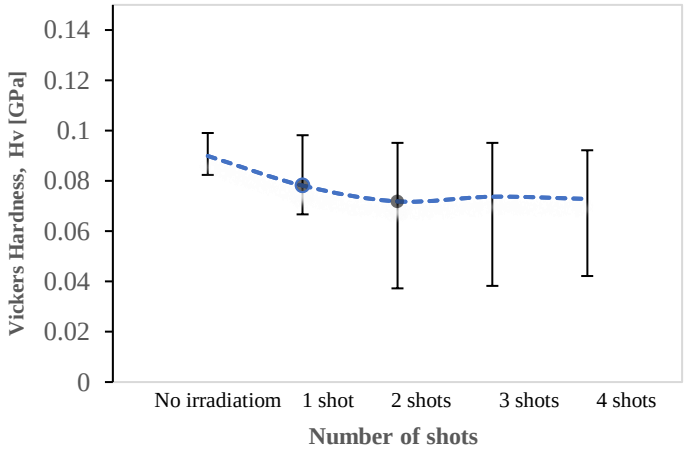



**Fig. 1 Vickers hardness**

**Keywords:** Geopolymer, irradiation, ion- exchange, hardness

**References**

[1] S. Misaki, et al. Dekomisshoningu Giho, p.9 – 19

[2] Roy, D.M., New strong cement materials: chemically bonded ceramics. Science, 1987. 235(4789): p. 651-8.

[3] Chindaprasirt, P, et al. Workability and strength of coarse high calcium fly ash geopolymer. Cement and Concrete Composites, 2007. 29(3).

[4] Gao, X.X., et al., Behavior of metakaolin-based potassium geopolymers in acidic solutions. Journal of Non-Crystalline Solids, 2013. 380: p. 95-102

# 放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー
# (7)ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの健全性評価方法

A geopolymer for solidification of radioactive waste
(7) Evaluation method for a geopolymer soundness

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

長期間水に暴露したｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰの健全性を評価するために加速劣化法を調べている。今回、加熱水暴露後の一軸性圧縮強度分布の加熱時間依存性を評価した結果、強度分布は時間とともに Weibull 分布から指数分布に漸近した。その原因はｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰ成分の溶脱であると考えられるため、溶脱速度の温度依存性から長期間水暴露後の健全性を推定する事ができる。

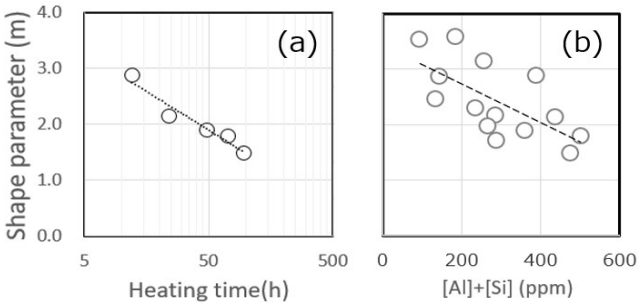
**キーワード**：ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰ、健全性、圧縮強度、Weibull 分布

## 1. 緒言

ｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰは放射性物質固定化材としての適用研究がおこなわれており、我々が調査している SIAL®では良好な初期性能を示している[1,2]。廃棄体は一定期間保管の後に埋設処分されるため、初期性能だけでなく埋設時に一定の性能を維持している必要がある。一定期間経過後の廃棄体の健全性（強度と分配係数が一定値以上である状態）を推定するためには、保管中に想定される性能劣化を加速する方法が必要である。今回は、熱水暴露による SIAL 固化体の強度劣化加速性について調べた。

## 2. 結果

円柱状固化体（φ=10 ㎜）を熱水（125℃）に暴露した後、一軸性圧縮強度分布の加熱時間依存性を評価した。その結果、加熱時間が長くなると、強度分布は Weibull 分布(形状係数 m＞1)から指数分布(m = 1)に漸近した(図 a)。m は浸漬液中の Al と Si 濃度に反比例した(図 b)。




図．加熱時間と形状係数 m の関係(a)。加熱温度は 125℃。m=1 となる時間は 221 時間。m と加熱後の浸漬液中の Al と Si 濃度の和 の関係(b)。加熱温度は 60~125℃。

## 3. 結論

指数分布では圧縮強度ｾﾞﾛで破壊頻度が最大となるため、m→1 で健全性は失われると言える。したがって熱水暴露による劣化加速は可能である。m が減少する原因はｼﾞｵﾎﾟﾘﾏｰ成分(Al と Si)の溶脱であると考えられるため、溶脱速度の温度依存性から一定期間暴露後の健全性を推定できる。温度依存性は液固比と浸漬溶液組成(保管状況)で決まり、10℃2 倍則が成り立つ保管状況の時、今回の固化体(φ=10 ㎜)は 25℃保管で健全性を維持する期間は最長 25 年である。更に、非常に単純に考えると、ﾄﾞﾗﾑ缶ｻｲｽﾞ(φ=600 ㎜)では 60 倍の最長 1500 年間保たれると推定される。

## 参考文献

[1] 小野崎 公宏、デコミッショニング技報　第 55 号（2017 年 3 月）p28 -44

[2] 関根伸行、他、日本原子力学会、「2020 年 秋の大会」、予稿集、1B13 (2020)

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

# 放射性廃棄物固化材としてのジオポリマー

(8) 模擬廃棄物の SIAL®による実規模スケール固化試験

A geopolymer for solidification of radioactive waste

(8) Full-scale Solidification of imitated waste using geopolymer solidification technology SIAL®

*関根伸行[1]、足立栄希[1]、小野崎 公宏[1]、見上 寿[1]、
Marcela Blazsekova[2]、Maros Juraska[2]、Milena Prazska[2]、武田敏之[3]、戸村萌希[3]、大浦廣貴[3]
[1]富士電機、[2]Jacobs Slovakia、[3]原電

フィルタスラッジおよびイオン交換樹脂の模擬廃棄物について、ジオポリマー固化技術 SIAL®による実規模スケール固化試験を実施し、コア供試体の圧縮強度が廃棄体基準を満足することを確認した。

**キーワード:** ジオポリマー、インドラム方式、圧縮強度

## 1. 緒言

放射性廃棄物処理で海外実績がある SIAL®の国内適用を検討している。敦賀発電所で発生した使用済みフィルタスラッジおよびイオン交換樹脂を用いたホット試験を実施し、埋設基準を満足する圧縮強度を確認した[1]。そこで、実運用への適用性を確認するため、模擬廃棄物を用いた実規模スケール固化試験を実施した。

## 2. 試験

ジオポリマー固化体は、図1に示すインドラム方式混練装置を用いて作製した。模擬廃棄物の充填率は 40wt%とし、28 日養生後のジオポリマー固化体について、断面観察およびコア供試体の圧縮強度を評価した。

## 3. 結果

模擬フィルタスラッジのジオポリマー固化体の断面写真を図 2 に示す。模擬フィルタスラッジの構成材である酸化鉄により固化体内部は一様に赤色を呈しており、模擬フィルタスラッジが均一に分散していた。また模擬イオン交換樹脂でも均一なジオポリマー固化体であった。

次に、ジオポリマー固化体から採取したコア供試体の一軸圧縮強度の結果を表1に示す。いずれも廃棄体基準を満足する圧縮強度であった。

このように、インドラム方式混練措置によって作製したジオポリマー固化体は内部が均一であり、かつ廃棄体基準を満足する圧縮強度が一様に得られることを確認した。ジオポリマー固化技術 SIAL®は実運用に適用できると考える。



図1. インドラム方式混練装置



図 2. ジオポリマー固化体の断面写真
（模擬フィルタスラッジ）

表1. コア供試体の一軸圧縮強度[MPa]

| | フィルタスラッジ固化 | | イオン交換樹脂固化 | |
|---|---|---|---|---|
| | 中心部 | 外周部 | 中心部 | 外周部 |
| 上部 | 5.1 | 4.6 | 5.9 | 6.3 |
| 中央 | 5.0 | 5.3 | 5.4 | 6.9 |
| 底部 | 4.9 | 4.2 | 6.2 | 7.8 |
| **平均値** | **5.0** | **4.7** | **5.9** | **7.0** |

**参考文献**

[1] 関根伸行 他、日本原子力学会「2020 年 秋の大会」予稿集、1B13、(2020)

*Nobuyuki Sekine[1], Eiki Adachi[1], Hirotaka Suda[1], Kimihiro Onozaki[1], Hisashi Mikami[1], Marcela Blazsekova[2], Maros Juraska[2], Milena Prazska[2], Toshiyuki Takeda[3], Masaki Iida[3], Hirotaka Ohura[3]
[1]Fuji Electric, [2]Jacobs Slovakia, [3]JAPC

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

# [3B01-04] Nuclide Adsorption &Separation 1

chair: Tomofumi Sakuragi (RWMC)

Fri. Sep 10, 2021 9:30 AM - 10:45 AM Room B

## [3B01] Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant

*Koichi Kakinoki[1], Takashi Shimada[1], Naoki Ogawa[1], Ryokichi Hamaguchi[1], Taisuke Tsukamoto[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Tomoo Yamamura[3], Chihiro Tabata[3], Mariko Konaka[3] (1. MHI, 2. Tokyo Tech, 3. Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM

## [3B02] Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant

*Miki Harigai[1], Masahiko Nakase[1], Tomoo Yamamura[2], Chihiro Tabata[2], Koichi Kakinoki[3], Naoki Ogawa[3], Ryokichi Hamaguchi[3], Taisuke Tsukamoto[3], Takashi Shimada[3] (1. Tokyo Tech, 2. Kyoto Univ., 3. MHI)

9:45 AM - 10:00 AM

## [3B03] Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant

*Tomoo Yamamura[1], Chihiro Tabata[1], Mariko Konaka[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Koichi Kakinoki[3], Naoki Ogawa[3], Ryokichi Hamaguchi[3], Taisuke Tsukamoto[3], Takashi Shimada[3] (1. KURNS, Kyoto Univ., 2. Tokyo Tech, 3. MHI)

10:00 AM - 10:15 AM

## [3B04] Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON

*Chihiro Tabata[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Kenji Shirasaki[3], Tomoo Yamamura[1], Koichi Kakinoki[4], Naoki Ogawa[4], Ryokichi Hamaguchi[4], Taisuke Tsukamoto[4], Takashi Shimada[4] (1. Kyoto Univ., 2. Tokyo Tech, 3. Tohoku Univ., 4. MHI)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 難燃性低気化熱希釈剤と CHON 抽出剤を用いたプロセスによる MA 分別保管技術の開発
# （7）マイナーアクチノイドの分別保管コンセプト(その 2)

Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant

(7) Concept of the separation and storage for Minor Actinides (Part2)

*柿木浩一[1]，小川尚樹[1]，濵口涼吉[1]，塚本泰介[1]，島田隆[1]
中瀬正彦[2]，針貝美樹[2]，山村朝雄[3]，田端千紘[3]，小中真理子[3]
[1]MHI，[2]東工大，[3]京大

マイナーアクチノイド(MA)を高レベル廃液から分離し，高速炉等の核変換実用化まで数十年規模で保管するシナリオに向け，廃棄物処理の容易な溶媒抽出，抽出液の酸化物への直接転換，MA の蛍石構造(Ⅳ)への固溶化，について技術開発を行っている。その 2 では，マイナーアクチノイドの分別保管コンセプトに対する機能要求及び目標とする本コンセプトの期待効果を抽出したので，報告する。

**キーワード**：マイナーアクチノイド(Minor Actinides)，分離(Separation)，保管(Storage)

## 1. マイナーアクチノイドの分別保管コンセプト(図 1)

(1)【**MA 抽出**】湿式である溶媒抽出を採用する。高レベル廃液からの MA 回収率向上のため，Ln 同伴を許容する。後工程にて分解可能な C,H,O,N 元素の構成かつ Np，Am，Cm を 1 種類で同時抽出する抽出剤と再利用が容易な難燃性低気化熱の希釈剤を用いる。MA 抽出液は，後工程である直接転換・安定化工程へ送ることにより，逆抽出や濃縮工程の削除を可能とし，二次廃棄物の発生を最小化する。MA 抽出後の高レベル廃液は既存のガラス固化工程へ送る。

(2)【**直接転換・安定化**】MA 抽出液にウラン源を混合し，酸化物へ転換させ，熱的に安定となる蛍石構造(Ⅳ)へ MA や同伴 Ln を固溶化する。技術の一例として，抽出液を蒸留し，残留物に含まれる C,H,O,N 元素を分解後，還元を行う。MA 抽出時に使用した希釈剤は本工程で回収後，再利用する。混合したウラン源は，高速炉等核変換手段の実用化後に整備する MA 精製工程にて回収，又は，燃料製造工程のウラン源として供する。

(3)【**保管**】蛍石構造(Ⅳ)を基本とした MA と同伴 Ln の固溶体は容器へ封入し，高速炉等実用化まで崩壊熱除去を行いながら，乾式保管をする。保管中の Cm 減衰効果により，後段の Am･Cm 分離に関する一連の工程削除により，二次廃棄物の発生を最小化する。

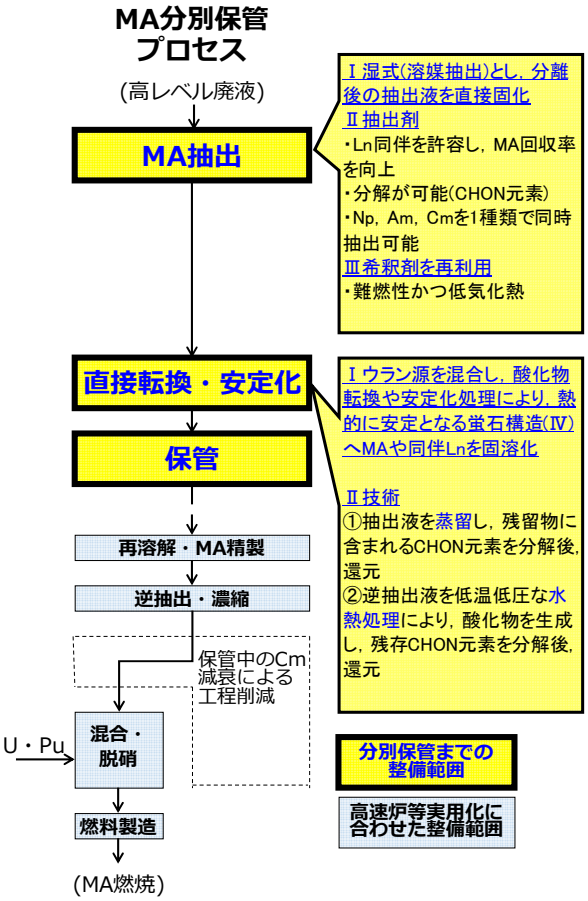



図 1　MA 分別保管プロセスにおける技術の特徴

*Koichi Kakinoki[1], Naoki Ogawa[1], Ryokichi Hamaguchi[1], Taisuke Tsukamoto[1], Takashi Shimada[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Tomoo Yamamura[3], Chihiro Tabata[3] and Mariko Konaka[3]
[1]MHI, [2]Tokyo Tech, [3]Kyoto Univ.

# 難燃性低気化熱希釈剤と CHON 抽出剤を用いたプロセスによる MA 分別保管技術の開発
## (8) 新規難燃性低気化熱希釈剤と DGA 抽出剤によるネプツニウムの抽出挙動

Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON extractant (8) Extraction behavior of Np

*針貝美樹[1]，中瀬正彦[1]，山村朝雄[2]，田端千紘[2]
柿木浩一[3]，小川尚樹[3]，濵口涼吉[3]，塚本泰介[3]，島田隆[3]
[1]東工大，[2]京大，[3]MHI

新規難燃性低気化熱希釈剤を用いた MA 分離プロセス構築のため、高レベル廃液中を想定し、電解還元による Np の価数調整と DGA による抽出試験を実施した。

**キーワード**：ネプツニウム，溶媒抽出，電解還元，ハイドロフルオロカーボン

**1. 緒言**　新規難燃性低気化熱希釈剤と DGA 抽出剤を用いた高レベル廃液からの MA 分離を検討している。Am のみならず Np も分離が可能になれば、廃棄体の長期放射性毒性の低減につながる。溶液中で最安定の 5 価の $NpO_2^+$は活性が低く、効率的に抽出できる抽出剤が報告されていない。そこで表面電荷密度が大きい $Np^{4+}$に還元することで、3 価のアクチノイドと共に DGA で分離することとした。シリーズ発表(3)で報告した $U^{4+}$, $UO_2^{2+}$での予備試験をベースとし、Np の電解還元と抽出実験を実施した。

**2. 実験条件**　実験は施設利用共同研究により、東北大学金属材料研究所国際共同センターで実施した。バグアウトした Np ストック溶液は 1mol/L 硝酸を用いて 8 mmol/L に調製した。これに価数安定剤としてヒドラジン($N_2H_4$)を添加したものを白金とカーボン電極を用いて定電流 20mA で還元した。Np の価数は UV-Vis Spectrometer (Lambda750, PerkinElmer)で確認した。有機相には希釈剤として *n*-ドデカン(*n*-DD)、ハイドロフルオロカーボン(HFC)を用いた。典型的な実験条件を表 1 に示した。各濃度の硝酸で予備抽出平衡をとった有機相に等体積の水相を添加し、1 時間振とうした後に遠心分離した。採取した水相は希釈し、トリプル四重極 ICP-MS (8900, Agilent)で Np の定量を行った。

表 1 抽出実験条件

| Phase | Components | | Value |
|---|---|---|---|
| | | [mmol/L] | [mol/L] |
| Aqueous | Metal | $Np^{4+}$, $NpO_2^+$ | 0.001 |
| | Retention agent | Hydrazine | 0 - 0.1 |
| | Acid | $HNO_3$ | 1 - 6 |
| Organic | Extractant | T2EHDGA | 1 - 100 |
| | Solvent | *n*-dodecane/ Hydrofluorocarbon | - |

**3. 結果と考察**　電解還元前後の Np 溶液の UV-Vis-NIR スペクトルにより、$NpO_2^+$由来の吸収が消失し、$Np^{4+}$由来の吸収が立ち上がり、良好に価数調整されることを確認した(**図 1**)。価数安定性については、U と同様に冷暗所での保管により 1 か月後でも 4 価が維持されることを確認した。次に、抽出試験結果を**図 2** に示した。DD と HFC のいずれの溶媒でも分配比の序列は $Np^{4+}$>$Np^{5+}$となり、電解還元からの抽出分離の成立性が確認された。

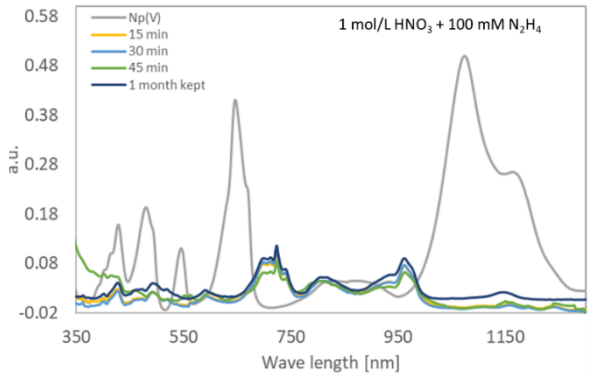



**図 1** Np の電解還元による UV スペクトルの変化

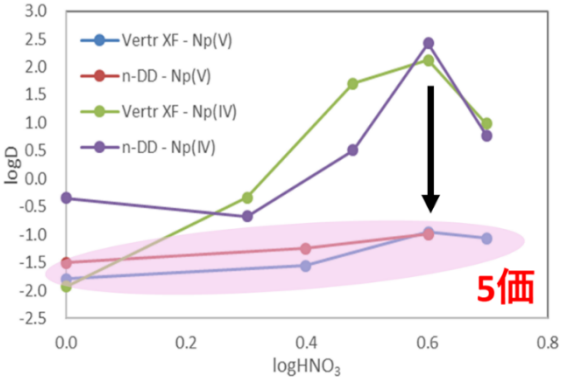



**図 2** Np の分配比に及ぼす酸濃度と溶媒の影響

**4. 謝辞**　東北大学金属材料研究所施設利用共同研究を利用した(17K0086、18K0108、19K0002、IRKAC-0019)。

*Miki Harigai[1], Masahiko Nakase[1], Tomoo Yamamura[2], Chihiro Tabata[2], Koichi Kakinoki[3], Naoki Ogawa[3], Ryokichi Hamaguchi[3], Taisuke Tsukamoto[3], Takashi Shimada[3]
[1]Tokyo Tech, [2]Kyoto Univ., [3] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

# 難燃性低気化熱希釈剤と CHON 抽出剤を用いたプロセスによる MA 分別保管技術の開発
## (9) 蒸留・加熱処理による希土類・ウラン酸化物の生成

Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON
(9) Productions of uranium-based solid matrix containing lanthanide by distillation and heating processes

*山村朝雄[1], 田端千紘[1], 小中真理子[1], 中瀬正彦[2], 針貝美樹[2], 柿木 浩一[3], 小川 尚樹[3], 濵口 涼吉[3], 塚本 泰介[3], 島田 隆[3]
[1]京大, [2]東工大, [3]MHI

溶媒抽出で得られるマイナーアクチノイド（MA）について、数十年程度の期間、熱的にも安定な酸化物固溶体として保管するとの観点から、難燃性低気化熱希釈剤を用いた蒸留からの直接的な酸化物生成を検討した。安定な酸化物固体として蛍石構造を有するウラン二酸化物マトリックスの新たな合成法と、希土類の固溶法に関する検討結果を報告する。

**キーワード**：アクチノイド, ランタノイド, 蛍石構造酸化物

**1. 緒言**　高レベル放射性廃棄物の長期毒性を低減するために、放射性廃棄物からマイナーアクチノイド（MA）を分離し、安定した固体状態に変換し保管することが有効な方法の一つとして提案されている。マイナーアクチノイドを溶媒抽出によって分離した後の後段プロセスとして、その抽出溶媒から固体を取り出し、蛍石構造酸化物固溶体へ変換することで保管可能な形態に至ることができる。今回我々は、蒸留によって抽出溶媒から固体を取り出す手法を提案している。MA の模擬元素として希土類を使用し、ウランを含む溶液と合わせて蒸留処理を行い、得られた固体を加熱処理することで、希土類が二酸化ウランの蛍石構造マトリックスに取り込まれた固溶体を生成することに成功した。

**2. 実験**　難燃性低気化熱希釈剤としての HFC（三井ケマーズ、バートレル XF）は希釈剤を溶解し、溶媒抽出が可能である。希土類を抽出した溶媒にウラン錯体を（0.6 mmol/L）添加し、これを 80ºC で加熱すると HFC150g を 1 実験として固体を回収した。-15ºC の冷却部で溶媒を回収した。

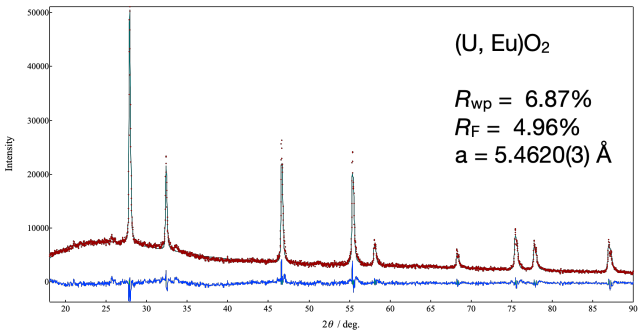



Fig. 1　水素雰囲気中での焼成処理によって得られた固体の XRD パターン

蒸留後、回収した残渣を石英ボートにのせ、電気炉で焼成した。最初に残留有機物や硝酸根の除去のために 300~500℃の大気雰囲気中で焼成した。次に不純物を十分除去するために、600～900℃、真空中で焼成を行った。最後に、蛍石構造化のためにアルゴン・水素雰囲気中で 800℃~1000℃で焼成を行った。得られた固体は粉末 XRD、SEM、CHN 元素分析、TGA で結晶構造、粒子径、残留有機物の有無の観点から評価した。

**3. 結果と考察**　蒸留操作による溶媒回収は、1 バッチあたり 10 分程度で終了し、溶媒回収率は 95%以上であった。回収溶媒の物性について表面張力を液滴法で測定することで未使用品と同等であり、再利用可能であることを確認した。焼成操作では、最初の低温・大気中焼成後には、主に $U_3O_8$ あるいは $UO_3$ の形態をとっていることがわかった。中段の真空中焼成後も同様に $U_3O_8$ が主成分であったが、XRD ピークが成長し、より結晶性が高まっていることが示唆された。最後の水素雰囲気中での焼成を経ると、ほぼ単相の$(U, Ln)O_2$ が得られた（Fig.1）。TGA や CHN の結果からも、得られた $UO_2$ 粉末は有機物などの不純物をほぼ含んでおらず、本プロセスが保管に適した蛍石構造固溶体を生成する有効な手法であることが示された。

*Tomoo Yamamura[1], Chihiro Tabata[1], Mariko Konaka[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Koichi Kakinoki[3], Naoki Ogawa[3], Ryokichi Hamaguchi[3], Taisuke Tsukamoto[3], and Takashi Shimada[3]
[1]Kyoto Univ., [2]Tokyo Tech, [3]MHI

# 難燃性低気化熱希釈剤と CHON 抽出剤を用いたプロセスによる MA 分別保管技術の開発
## (10) 低温水熱法による蛍石構造金属酸化物の合成

Development of Minor Actinides separation and storage technology by process using flame-retardant and low heat of vaporization diluent and CHON
(10) Synthesis of fluorite-structured metal oxides by low-temperature hydrothermal method

*田端千紘[1]，中瀬正彦[2]，針貝美樹[2]，白﨑謙次[3]，山村朝雄[1]，柿木 浩一[4]，
小川 尚樹[4]，濵口 涼吉[4]，塚本 泰介[4]，島田 隆[4]
[1]京大，[2]東工大，[3]東北大，[4]MHI

ネプツニウムを含んだウランおよびセリウムの蛍石構造酸化物の低温水熱合成実験を行った。我々はこれまで、超臨界条件におけるネプツニウム固溶体の水熱合成に成功してきたが、高温・高圧環境は安全管理上のリスクを伴うため、より穏やかな環境での合成方法の開発を目指した。4 価ウランおよびセリウムの硝酸溶液に、4 価ネプツニウムを金属イオンモル比 8% まで添加したものを出発溶液とし、水熱合成促進剤としてアミン試薬を添加した系について水熱合成を行った。その結果、150℃以下でネプツニウムを取り込んだウランおよびセリウム二酸化物固溶体が生成することを確認した。

**キーワード**：アクチノイド, ランタノイド, ネプツニウム, 蛍石構造酸化物

**1. 緒言**　高レベル放射性廃棄物から分離したマイナーアクチノイドを、保管に適した安定した固体状態に変換する方法として、金属酸化物の水熱合成法が有望視されている。最近、我々は超臨界状態で少量のネプツニウムを含む二酸化ウランの固溶体の生成に成功し、ネプツニウムを安定な蛍石構造のウランマトリックス内に閉じ込めることが可能であることを示した。しかし、超臨界水のような高温高圧の環境を維持することは実際のプロセスでは容易ではなく、よりマイルドな温度・圧力の環境で実現できる方法の開発が望まれている。そこで我々は、出発溶液にアルデヒドなどの還元剤を添加することで、100℃前後の低温で二酸化ウランの水熱合成が可能になることを実証した。本研究では、この低温水熱合成法をネプツニウムドープ系に適用し、ネプツニウムが固溶した蛍石結晶構造の二酸化ウランを生成することを目的とした。

**2. 実験条件**　水熱合成実験はバッチ式装置を用いて行った。Np : U の比率（物質量）がそれぞれ 0 : 100、1 : 99、3 : 93、8 : 92 になるように調製した硝酸溶液に還元剤としてのアミン試薬を加えた後、バイアルに封入した。これらのバイアルを加熱反応器に入れ、100~150℃で 8 時間加熱した。放冷後、遠心分離により固液分離し、固体を粉末 XRD で分析した。また、核燃料物質を含まない模擬系として、セリウムとネプツニウムの組み合わせについても同様の水熱合成実験を行い、得られた上澄みと固化生成物中の Np と Ce の濃度を ICP-MS によって定量した。

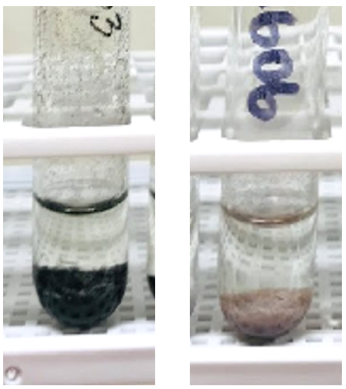


Fig. 1　水熱合成によって得られた酸化物固溶体と上澄み液（左：U-Np 系、右：Ce-Np 系）

**3. 結果と考察**　水熱合成の結果，U-Np 系では黒色の粉末固体が，Ce-Np 系では褐色を帯びた薄紫色の粉末固体が得られた（Fig. 1）。これらの粉末の XRD パターンは、蛍石構造（空間群 $Fm\bar{3}m$）で説明でき、他の形態の酸化物の混入は見られなかった。XRD パターンから得られた U-Np 系の格子定数は、Np 濃度の増加に伴って縮小する振る舞いが見られた。これは、Np イオンが蛍石構造マトリックスに固溶体として取り込まれていることを示している。また、ICP-MS 分析の結果，固化体中の Np と Ce の濃度比が調製条件から予想される値とほぼ一致しており、上澄み液中ではこれらの元素濃度は検出感度以下であったことから、水熱反応によって金属イオンがほぼ全て固体に移行したと考えられる。この結果から、Ce-Np 系においても、Ce イオンが形成する蛍石構造のマトリックスに Np イオンが固溶したと結論できる。

**4. 謝辞**　東北大学金属材料研究所の共同利用研究 (課題番号 20F0029) によって実施した。

*Chihiro Tabata[1], Masahiko Nakase[2], Miki Harigai[2], Kenji Shirasaki[3], and Tomoo Yamamura[1], Koichi Kakinoki[4], Naoki Ogawa[4], Ryokichi Hamaguchi[4], Taisuke Tsukamoto[4], Takashi Shimada[4]

[1]Kyoto Univ., [2]Tokyo Tech, [3]Tohoku Univ., [4]MHI

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

# [3B05-08] Nuclide Adsorption &Separation 2

chair: Takatoshi Hjikata (CRIEPI)

Fri. Sep 10, 2021 10:45 AM - 12:00 PM Room B

## [3B05] Decontamination of alkali chloride baths containing nuclear material by precipitation and distillation techniques

*Jun-ya Ibe[1], Mao Mitani[1], Youko Takahatake[2], Sou Watanabe[2], Masayuki Watanabe[2], Haruaki Matsuura[1] （1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency）

10:45 AM - 11:00 AM

## [3B06] Bioseparation process of platinum group elements and molybdenum from radioactive liquid wastes

Norizo Saito[1], Hayato Tokumoto[1], Kensuke Kurahashi[1], Mikio Kato[1], *Yasuhiro Konishi[1] （1. Osaka Prefecture University）

11:00 AM - 11:15 AM

## [3B07] Basic Reseach Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Hidenori Kawashima[1], Yasufumi Usui[1], Norio Kanehira[2], Masayuki Takeuchi[3], Yoshihiro Okamoto[3], Tsuyoshi Usami[4] （1. IHI, 2. JNFL, 3. JAEA, 4. CRIEPI）

11:15 AM - 11:30 AM

## [3B08] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

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

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 沈殿法と蒸留法を用いた核燃料物質を含むアルカリ塩化物の除染プロセス ～蒸留試験～

Decontamination of alkali chloride baths containing nuclear material by precipitation and distillation techniques ~ distillation experiment~

*伊部 淳哉[1]，三谷 眞緒[1]，高畠 容子[2]，渡部 創[2]，渡部 雅之[2]，松浦 治明[1]
[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構

乾式再処理試験開発により生じた試験廃塩の廃棄体化の前処理として沈殿剤を添加して U を沈殿分離後、減圧蒸留にて U 以外の浴構成元素を蒸発分離する 2 段階のプロセスを検討している。本実験では U の模擬として Ce を用いて、沈殿処理と蒸留処理を連続プロセスで行い、より実際の処理に近い条件で実験を行った。

**キーワード：**乾式再処理，溶融塩，U 分離，沈殿，減圧蒸留

## 1. 緒言

乾式再処理法は TRU の回収が可能なこと、臨界安全管理が容易[1]等の利点から、各国で研究開発が行われている。その過程で生じた試験廃塩を廃棄体化する前処理として、沈殿剤を添加し、U を沈殿分離後、減圧蒸留にて浴構成元素を蒸発分離する 2 段階のプロセスを検討している。本実験では沈殿処理と蒸留処理を連続プロセスで行い、より実際の処理に近い条件で実験を行うことで、実廃塩の処理に向けて、求めてきた条件が適用可能か評価した。

## 2. 実験方法

浴塩(LiCl-KCl=58.8:41.2 mol 比または NaCl-2CsCl=1:2 mol 比)に対して核物質の模擬である $CeCl_3$ を 5 wt%、沈殿剤の $Li_2O$ を Ce の物質量に対し化学量論的に 150 %,200 %相当量を容器に入れ、自作の蒸留装置内へ持ち込み、減圧した後、電気炉で溶融させた。溶融温度は両浴 800 ℃で行った。処理後、試料を Ar 循環グローブボックス内に持ち込み、蒸留前後の質量から塩回収率を求めた。回収塩については各元素濃度分析を行い、残留物については XRD 測定及び XAFS 測定を行い残留物中の Ce の化学状態を評価した。XAFS 測定は、大型放射光施設 SPring-8 BL22XU において実施し、データの解析には、WinXAS Ver.3.02 を使用した。

## 3. 結果・考察

Table.1 に $Li_2O$ の添加量及び蒸留時間等を換えた時の塩回収率を示す。沈殿処理と蒸留処理をバッチプロセス[2]で行った場合と連続プロセスで行った場合とで比較するとバッチプロセスと同等の塩回収率であった。

Fig.1 に NaCl-2CsCl 浴における沈殿物、残留物及び比較対照試料の Ce-K 吸収端の EXAFS 構造関数を示す。EXAFS 振動を比較すると沈殿物と CeOCl、残留物と $CeO_2$ の位相が類似しており、EXAFS 構造関数においても上記と類似した構造である。$CeCl_3$ に $Li_2O$ を添加することで CeOCl として沈殿し、蒸留を行うことで浴が蒸発し、過剰となった $Li_2O$ と CeOCl が反応し、$CeO_2$ が生成されると考えられる。

上記から、浴塩と $CeCl_3$ の混合物に $Li_2O$ を Ce の物質量に対し化学量論的に 150 %添加した試料を、800 ℃で 6 時間蒸留を行うことで 100 %近くの塩を分離した。塩回収率が高くなるほど残留物中の Ce の化学状態は酸化物に近づくことが分かり、分離した塩から Ce は検出されなかったことから、実廃塩の処理にも適用可能であることが示唆された。当日は LiCl-KCl 浴についての結果や処理条件を換えた場合の塩回収率について紹介する予定である。

Table.1 Salt Collection rate in LiCl-KCl and NaCl-2CsCl baths

| LiCl-KCl | 塩回収率(%) | 蒸留時間(h) |
|---|---|---|
| B150H | 89.8 | 4 |
| B200H | 34.0 | 2 |
| C200V | 32.2 | 4 |
| **NaCl-2CsCl** | | |
| B150H | 71.5 | 4 |
| B200V | 58.8 | 6 |
| C150V | 105.1 | 5 |

B…バッチ試験, C…連続試験
H…横型, V…縦型

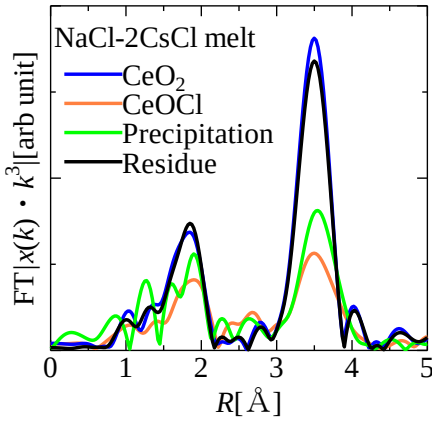



Fig.1 Structural functions of precipitates, residues and comparison samples in NaCl-2CsCl bath

## 参考文献

[1] Central Research Institute of Electric Power Industry, Denchuken review No.37 (2000, in Japanese).
[2] J.Ibe at al., Atomic Energy Society of Japan 2021 Annual Meeting, 2I08, online (2021, in Japanese).

*Jun-ya Ibe[1], Mao Mitani[1], Youko Takahatake[2], Sou Watanabe[2], Masayuki Watanabe[2], and Haruaki Matsuura[1]
[1]Tokyo City University., [2]Japan Atomic Energy Agency.

# 放射性廃液からの白金族元素、モリブデンのバイオ分離プロセスの開発
# （1）パン酵母による硝酸溶液からの白金族元素、モリブデンの選択的吸着分離

Bioseparation Process of Platinum Group Elements and Molybdenum from Radioactive Liquid Wastes
(1) Selective Biosorption of Platinum Group Elements and Molybdenum from Nitric Acid Solutions Using Baker's Yeast

齋藤　範三[1]，徳本　勇人[1]，倉橋　健介[1]，加藤　幹男[1]，*小西　康裕[1]
[1]大阪府立大学

模擬放射性廃液中のガラス固化妨害元素（白金族元素、モリブデン）の斬新な分離除去剤としてパン酵母を用いて、妨害元素除去率に及ぼす放射線照射、硝酸酸性、共存イオンの影響について明らかにした。

**キーワード**：高レベル放射性廃液、白金族元素、モリブデン、バイオ吸着、放射線抵抗性微生物、パン酵母

## 1. 緒言

放射性廃液に含まれるガラス固化妨害元素（白金族元素、モリブデン）を対象にしたバイオ湿式分離技術の創出を目標に、模擬廃液中のガラス固化妨害金属イオン（Pd(II)、Ru(III)、Rh(III)、Mo(VI)）を除去するための新しい分離剤としてパン酵母に着目し、その分離除去機能に及ぼす放射線照射および硝酸酸性の影響について検討するとともに、妨害金属イオン除去率に及ぼす共存イオンの影響について調べた。

## 2. 実験試料および実験方法

パン酵母としては、入手容易かつ安価な普及品（乾燥酵母）を用いた。模擬廃液は、5.0 mmol/L の $Pd(NO_3)_2$、$Ru(NO_3)_3$、$Rh(NO_3)_3$、$(NH_4)_6Mo_7O_2 \cdot 4H_2O$ をそれぞれ含む 2.0 mol/L 硝酸水溶液である。一部実験の模擬廃液は、共存イオンとして希土類元素 Nd、長寿命核分裂生成物 Zr を含む Pd/Mo/Ru/Rh/Nd/Zr 系硝酸溶液である。バイオ分離除去実験は、所定量の模擬廃液に乾燥酵母を添加し、温度 34°C でバッチ法によって行った。

## 3. 実験結果および考察

γ 線（3.0 kGy）を照射したパン酵母による Pd/Mo/Ru/Rh 系模擬廃液からの妨害金属イオン除去率の経時変化は、γ 線非放射下のパン酵母の場合と同様の挙動を示した（図 1）。すなわち、γ 線照射（≤3.0 kGy）の影響を受けずに酵母細胞による妨害金属イオン吸着分離は迅速に起こり、バイオ分離除去の優先順位は Pd (II) > Mo(VI) > Ru(III) > Rh(III)となり、60 min の回分操作において Pd(II)イオン除去率は 70 %、Mo(VI)イオン除去率は 22 %であった。なお、Ru(III)イオン除去率は 3 %以下、Rh(III)イオン除去率（データ記載省略）は 0 %と低レベルになった。

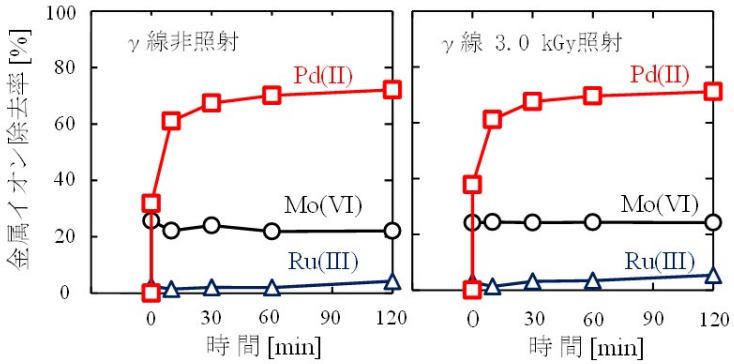



図 1　Pd/Mo/Ru/Rh 系硝酸溶液からのガラス固化妨害金属イオン除去率に及ぼすパン酵母へのγ線照射線量の影響（細胞濃度 16 g/L = $5.0 \times 10^{14}$ cells/$m^3$）

また、パン酵母によるガラス固化妨害金属イオン除去率に及ぼす硝酸酸性および共存イオンの影響に関する研究結果は、紙面の都合から予稿では記載を割愛し、当日に口頭発表する。

Norizoh Saito[1], Hayato Tokumoto[1], Kensuke Kurahashi[1], Mikio Kato[1] and *Yasuhiro Konishi[1]
[1]Osaka Prefecture Univ.

# 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究 (87) 2020 年度成果全体報告

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(87) Research report in 2020

*川島　英典[1]，薄井　康史[1]，兼平 憲男[2]，竹内 正行[3]，岡本 芳浩[3]，宇佐見　剛[4]
[1]IHI，[2]日本原燃，[3]日本原子力研究開発機構，[4]電力中央研究所

我が国では、核燃料サイクルの推進により将来高燃焼度燃料やMOX燃料の再処理が行われることが考えられ、これらに伴う高レベル放射性廃棄物(以下HLWという)が発生することとなり、処理・処分方法も含めた更なる技術開発が必要となる。そこで、2019年度より高燃焼度燃料やMOX燃料の再処理に伴い発生するHLWを対象にガラス固化技術の基盤整備を行っている。本報告では、2020年度までの成果概要について報告する。

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

## 1. 緒言

我が国では、原子力発電所の効率的な稼働や燃料費削減に向けて燃料の高燃焼度化が進められており、核燃料サイクルの推進により高燃焼度燃料や MOX 燃料の再処理が行われることが考えられる。そこで、再処理に伴い発生する HLW の組成が変化することとなり，処理・処分方法も含めた更なる技術開発が必要となる。そこで、資源エネルギー庁委託事業「平成 31 年度～令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」において、IHI、日本原燃、原子力機構、電中研の 4 事業者において、高燃焼度燃料や MOX 燃料の再処理に伴い発生する HLW に応じた発熱量が高い放射性核種を含むガラス固化技術の開発目的とし，ガラス固化を行う際には，MA 分離処理や処分シナリオを考慮したガラス溶融技術の開発を行う。今回、2020 年度成果概要について報告する。

## 2.これまでの成果

2020 年度までに，高燃焼度燃料および MOX 燃料を対象として、ガラス固化技術開発を実施した。まずは，高燃焼度燃料および MOX 燃料について，想定される処分シナリオの検討を行い，MA 分離効率やガラス固化体の充填率について，大まかな設定値を処分場の観点から検討した。そして，開発目標とする MA 分離やガラス固化技術開発を行ってきた。高燃焼度燃料においては，ガラス組成の改良を行い，適合するガラス組成についての見通しを得た。また，小型溶融炉等を用いて，運転方法についても検討を行った。

さらに，炉内の温度状態を外部から検知するセンシング要素技術の開発を行い，炉上部，中部，下部の検討装置を開発している。

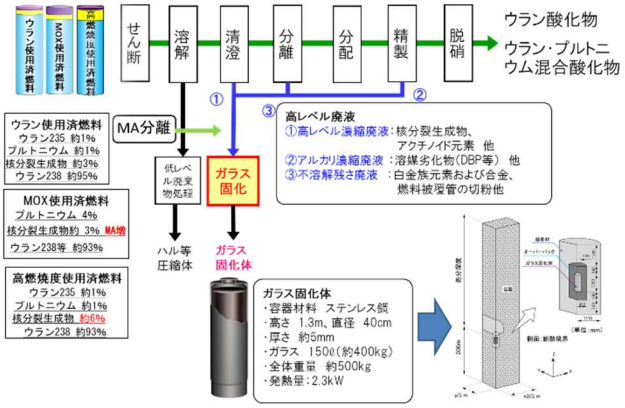



図 1　再処理工程および処分イメージ

MOX 燃料の再処理工程から発生する高レベル廃液のガラス固化技術としては，MA 分離の技術開発も併せて実施し、吸着溶離挙動の基礎評価や MA 分離技術の安全性評価、MA 分離システムの開発を実施した。

## 3.今後の試験計画

本事業においては、将来発生が予想される高燃焼度燃料だけでなく、使用済み MOX 燃料を対象としたガラスマトリックスの開発およびガラス溶融炉の運転制御技術の高度化、ガラス固化工程および固化体固化体貯蔵・処分に適した MA 分離技術の適用性、MA 分離処理後の高レベル廃液の最適なガラス固化方法についての開発を進める計画である。

**謝辞**　本報告は経済産業省資源エネルギー庁「平成 31 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固技術基盤研究事業」「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固技術基盤研究事業」の成果の一部である。

*Hidenori KAWASHIMA[1], Yasufumi Usui [1], Norio KANEHIRA [2], Masayuki TAKEUCHI[3], Yoshihiro OKAMOTO[3] and Tsuyoshi Usami[4]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited, [2]IHI Corporation, [3]JAEA, [4]CRIEPI

# 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
# （88）使用済 MOX 燃料由来のガラス固化体の発熱量と処分場面積への影響評価

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(88) Effects of heat generation of vitrified waste from spent MOX fuel on repository footprint

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

$UO_2$ 燃料再処理条件を考慮することで使用済 MOX 燃料由来のガラス固化体の組成や発熱量を評価し、処分システムへの熱影響として廃棄体専有面積への影響について検討した。さらに、廃棄物のインベントリに影響するパラメータである燃焼度の影響についても検討・考察した。

**キーワード**：核燃料サイクル，MOX，ガラス固化体，燃焼度，地層処分，発熱率，処分場面積

## 1. 緒言

今後プルサーマル計画の推進により増加が予想される使用済 MOX 燃料は、従来の廃棄物に比べ白金族元素等の不純物や発熱性の高いマイナーアクチニド（MA）が多く含まれており、最終処分の際にガラス固化体発生本数や処分場面積の増加が懸念される。そのため地層処分の負荷軽減に向けて廃棄物減容・有害度低減等の技術開発が進められている。発熱に寄与する MA の生成量は、MOX 燃料中の Pu 同位体組成等に依存するため、本研究では、$UO_2$ 燃料再処理条件を考慮することで使用済 MOX 燃料由来のガラス固化体の組成や発熱量を評価し、処分システムへの熱影響として廃棄体専有面積への影響について検討した。さらに、燃焼度による廃棄物組成と発熱の関係についても検討・考察した。

## 2. 解析方法

MOX 燃料の Pu の組成比の検討には、再処理する使用済 $UO_2$ 燃料として、PWR 及び BWR の標準条件[1][2]の 1:1 混合を想定した。燃焼計算は ORIGEN 2.2-UPJ 及び実効断面積ライブラリ ORLIBJ40 を用いて行った。使用済 MOX 燃料の燃焼条件は、1/3MOX 報告書[3]の値を標準条件として採用した。処分システムへの影響は、第 2 次取りまとめ[1]のレファレンスケースの処分場モデルを採用し、COMSOL Multiphysics を用いた熱伝達計算により、緩衝材温度の経時変化を評価した。

## 3. 結果と考察

図 1 に MOX ガラス固化体(冷却期間 15 年、廃棄物含有率 22wt%)を発熱量の経時変化を示す。図 1 では燃焼度を変えた際の Pu 富化度は一定とした。処分時の発熱量の目安は 0.35kW/本であり、MOX ガラス固化体は、従来のガラス固化体に比べ、発熱が長期化する。そのため、緩衝材の温度が 100℃を上回り、廃棄物含有率の低減などの発熱対策が重要となる。

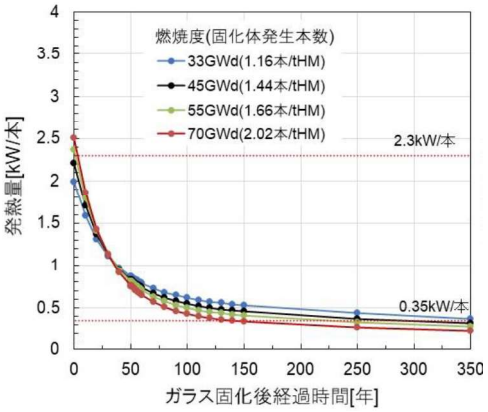



図 1 各燃焼度における MOX ガラス固化体の発熱量（Pu 富化度一定）

また、高燃焼度化に伴いガラス固化直後の初期発熱は増加するが、約 50 年以降の発熱ではその傾向が逆転することが分かった。燃焼度の増加に伴う FP の生成量の増加が MA の生成量の増加よりも多くなったため、廃棄物含有率一定の条件で比較している本条件では、発熱の主となる MA が希釈されガラス固化体 1 本あたり発熱が減少したと考える。実際に図 1 中の各燃焼度における固化体発生本数のように高燃焼度化による FP 生成量の増加は顕著である。一方、Pu 富化度を燃焼度に応じて比例倍した場合では、燃焼度の増加に伴い発熱量が増加する傾向が得られた。これは、高燃焼度化に伴い MOX 燃料として装荷する Pu が増加したことにより、MA の生成量の増加量が FP を上回ったためと考える。MOX ガラス固化体処分における特徴、要因、留意事項、評価法などをプレゼンテーションで整理して報告する。

**謝辞** 本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

**参考文献** [1] 核燃料サイクル開発機構，地層処分研究開発第 2 次取りまとめ(1999). [2] 核燃料サイクル開発機構，電気事業連合会，第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ(2005) [3] 原子力安全委員会原子炉安全基準専門部会：発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について(1995)

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

General Meeting

# [3B_GM] The 63rd General Meeting of Subcommittee of Human-Machine Systems Research

Fri. Sep 10, 2021 12:10 PM - 12:50 PM  Room B

## [3B_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Sep 10, 2021 12:10 PM - 12:50 PM  Room B)

# [3B_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [3B09-12] Nuclide Adsorption &Separation 3

chair: Sohei Sukenaga (Tohoku Univ.)

Fri. Sep 10, 2021 2:45 PM - 4:00 PM Room B

## [3B09] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

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

2:45 PM - 3:00 PM

## [3B10] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Yoshihiro Okamoto[1], Takayuki Nagai[1], Hajime Taida[1], Daisuke Akiyama[2], Haruya Koshino[2], Akira Kirishima[2] （1. JAEA, 2. Tohoku Univ.）

3:00 PM - 3:15 PM

## [3B11] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

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

3:15 PM - 3:30 PM

## [3B12] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

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

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
# （89）使用済 MOX 燃料由来のガラス固化体の MA 分離による発熱低減と高含有化による処分場面積の合理化検討

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(89) Optimization study on the heat generation of MOX vitrified wastes and repository footprint by MA separation and waste loading

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

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

**キーワード**：核燃料サイクル、MOX、ガラス固化体、MA 分離、地層処分、発熱率、処分場面積

## 1. 緒言

我が国では、商用発電に供された使用済核燃料はすべて再処理される計画である[1]。使用済 MOX 燃料の再処理で発生するガラス固化体（MOX ガラス）は白金族元素等の不純物や発熱量が従来のガラス固化体より多く、最終処分に向けた廃棄物減容・有害度低減に関わる技術開発が課題である。特に Pu から生成するマイナーアクチニド（MA）の増加による発熱が顕著となるため、冷却・貯蔵期間の長期化、ガラス固化体発生量や処分場面積の増加が懸念される。本研究では MA 分離やガラスマトリクスの改良等の技術開発の予備検討として、地層処分における緩衝材制限温度の観点から、MA 分離による MOX ガラスの発熱低減、さらに高含有化による廃棄物減容と処分場面積の最適化について検討した。

## 2. 評価方法

使用済 MOX 燃料（PWR、燃焼度 45 GWd/tHM、冷却期間 15 年）を想定し、MOX ガラス固化体の発熱量及び地層処分における緩衝材温度を別報[2]の手法で評価した。廃棄物含有率に対する発生本数（本/tHM）に、そのときの MOX ガラス固化体 1 本あたりの緩衝材最高温度が 100℃となる処分面積（$m^2$/本、最小は 44.4 $m^2$/本[3]）を乗ずることで、処分場面積（$m^2$/tHM）を求めた。

## 3. 結果と考察

図に MOX ガラスの処分場面積と廃棄物含有率の関係を示す。MA 分離のない MOX ガラスは標準的な $UO_2$ 由来のガラス固化体[3]に比べて、その発熱量から低含有とせざるを得ず、極めて大きな処分場面積（最小で 240.5 $m^2$/tHM）を必要とする。MA 分離による発熱低減の効果は大きく、含有率の増加により発生本数が少なくなり、処分場面積の低減が可能となる。ただし、含有率が高すぎると発熱増加により面積も増えるため、面積低減のための最適な含有率は MA 分離 80%で 22.0wt%、99%分離で 33.4wt%であり、その時の処分場面積はそれぞれ 56.5 $m^2$/tHM、28.0 $m^2$/tHM である。今後、使用済燃料の冷却期間や燃焼度など多様な核燃料サイクル条件の考慮とあわせ、技術開発による現実的な含有率等の条件も踏まえて最適化を進めていくことが重要となる。

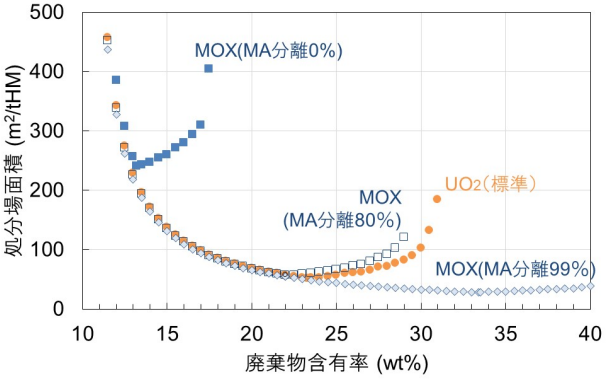



図　MOX ガラス固化体の処分場面積に与える廃棄物含有率と MA 分離の影響

**謝辞** 本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

**参考文献** [1] 原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施に関する法律、平成 28 年 10 月 1 日施行. [2] 浜田ら、日本原子力学会 2021 秋の大会（演題番号未定）. [3] 核燃料サイクル開発機構、地層処分研究開発第 2 次取りまとめ、平成 11 年.

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

# 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
# （90）加熱処理後の模擬高レベル廃液成分の XAFS 分析

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(90) X-ray absorption analysis for each element in simulated high-level liquid waste after heating treatment

*岡本 芳浩[1]，永井 崇之[1]，谷田 肇[1]，秋山 大輔[2]，越野 陽也[2]，桐島 陽[2]

[1]JAEA，[2]東北大

ガラス固化処理時に廃液成分がどのようにガラスに取り込まれるかを明らかにするために、模擬廃液を加熱処理した試料の放射光 XAFS 分析を実施した。模擬廃液のみを加熱処理した場合、ガラスと混ぜて加熱処理した場合の２通りを対象とし、それらの違いについても調べた。

**キーワード**：ガラス固化，XAFS，ホウケイ酸ガラス，高レベル廃液，放射光

**1. 緒言**　ガラス固化処理は、廃液成分と原料ガラスの反応が基本であり、ガラスと反応する前の廃液成分の化学形や原料ガラスとの反応温度を知ることが重要となる。我々は、これまで最終形態であるガラス固化試料を対象に放射光 XAFS 分析を進めてきた。本研究では、それをガラス固化体製造プロセスに踏み込み、廃液成分がどのような化学状態をとり、どのようにガラスと混じり、取り込まれていくのかを明らかにすることを目的に分析を実施した。

**2. 実験**　本研究では、高燃焼度を想定した模擬廃液を使用し、廃液のみを加熱した試料と原料ガラス粉末（10wt%$Na_2O$ 含有）と混合して加熱した試料の２種類を調製した。両者を比較することで、ガラスと反応する温度の特定が可能になるほか、ガラス固化製造プロセスへ供給する廃液の前処理に関する参考情報も取得できる。加熱処理は、300、500、600、700、800℃の５条件で、$O_2$ ガスを掃気しながら２時間保持とし、計 10 試料を用意した。これらの試料中の、Mn, Fe, Sr, Y, Zr, Mo, Ru, Rh, Cs, Ba, Ce, Nd, Gd を対象として XAFS 測定を実施した。放射光実験は、高エネルギー加速器研究機構放射光実験施設 BL-27B において実施した。

**3. 結果と考察**　300℃の加熱処理では、脱硝が進んでおらず、多くの元素は硝酸塩の化学形を示した。500℃加熱処理では、脱硝がほぼ終わり、全てにおいて酸化物であったが、当該元素の単純な酸化物であるものと、そうでは無いものに分かれた。この段階で、すでに他の元素と反応が進んでいることが示唆された。たとえば、Ru は、原料ガラスと混ぜて加熱すると必ず $RuO_2$ になるが、廃液のみ加熱すると $RuO_2$ 以外の酸化物になることが分かった。ランタノイド元素の中では、Nd のみが当該酸化物である $Nd_2O_3$ にならないことが分かった。図１に、Zr 元素の EXAFS データ解析から得られた Zr-O 間距離の変化を示す。700℃付近で Zr-O 間距離が変化していることから、この温度域でガラスと反応して取り込まれたことが明らかになった。引き続き、このように廃液成分の化学状態の変化、ガラスに取り込まれる温度領域を明らかにする。

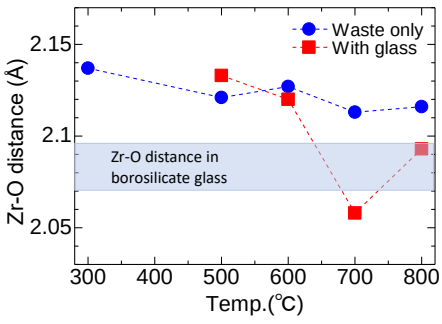



図１　模擬廃液加熱処理試料中の Zr-O 間距離の処理温度による変化

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「令和２年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

---

*Yoshihiro Okamoto[1], Takayuki Nagai[1], Hajime Tanida[1], Daisuke Akiyama[2], Haruya Koshino[2], and Akira Kirishima[2]

[1]JAEA, [2]Tohoku Univ.

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

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

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

MA+Ln 共回収のための TEHDGA カラムについて、難回収性の白金族元素や Mo, Zr 等の回収率及び DF の向上について検討した。本研究の成果から、洗浄液に EDA 及び EDTA 水溶液を用いることで難回収性 FP 元素が良好に溶離され、DF も向上することが確認された。

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

## 1. 緒言

使用済 MOX 燃料には、長半減期且つ発熱性核種である Am や Cm 等のマイナーアクチノイド（MA）が多含されるため、MA の分離変換技術の開発が行われている[1]。筆者らは高レベル放射性廃液（HLLW）に含まれる MA(III)を高度に分離することを目的とし、Tetra-2-Ethylhexyl Di Glycolic Amide（TEHDGA）含浸吸着材の抽出クロマトグラフィー法への適用を検討している。本研究では、TEHDGA 含浸吸着材に吸着した白金族元素や Mo, Zr 等の難回収性 FP の高効率な回収を目指し、錯形成剤による溶離挙動について評価した。

## 2. 実験方法

TEHDGA 含浸吸着材による MA(III)+Ln(III)共回収を目的としてカラム分離試験を行った。試験溶液は、Sr(II), Pd(II), Mo(VI), Zr(IV), La(III), Nd(III), Sm(III), Eu(III), Y(III)を各々1 mM となるよう 3 M $HNO_3$ に溶解し調製した。TEHDGA 含浸吸着材を充填高 200 mm となるよう$\phi$ 10 mm × $h$ 300 mm のガラスカラムに圧密充填し、試験溶液、洗浄液（EDA 溶液）、溶離液 1（蒸留水）、溶離液 2（EDTA 溶液）を順次通液し、カラム下端からの流出液を 3 $cm^3$ 毎に分画採取した。EDA 溶液は 3 M $HNO_3$ に EDA が 50mM 及び EDTA 溶液は 0.01 M $HNO_3$ に EDTA が 50mM となるように調製した。各フラクションの金属イオン濃度を ICP-OES で分析した。

## 3. 実験結果および考察

Fig. 1 に TEHDGA 含浸吸着材カラムを用いたカラム分離試験結果を示す。Fig. 1 の洗浄液の通液で Pd(II)のテーリングが確認されたが、製品中(D フラクション)への混入は殆ど確認されず回収率は 95.0 %であった。Mo(VI)は洗浄液の通液により緩慢な溶離ピークが確認された。Ln(III)及び Sr(II)は、蒸留水の通液後に急峻な溶離ピークが確認され、Zr(IV)は EDTA 通液後に急峻な溶離ピークが確認された。これらのことから EDA 及び EDTA 水溶液の通液で難回収性 FP 元素の回収効率の改善が確認された。本会では、これらの FP 元素の回収効率の向上を目指し、種々検討を行ったので報告する。

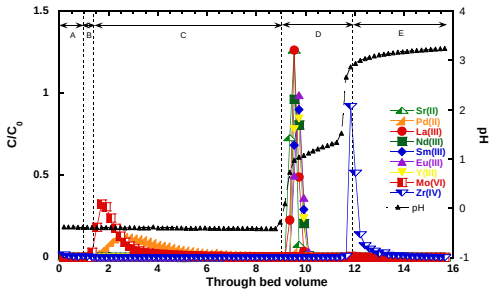



Fig. 1 Result of the column experiment using TEHDGA impregnated adsorbent packed column
A : Dead volume, B : Feed solution,
C : washing solution (50mM EDA in 3M $HNO_3$),
D : Eluent 1. E : Eluent 2

## 参考文献

[1] 大島博文・安部智之：日本の MOX 燃料の実績と今後の展望，日本原子力学会誌, Vol. 45, No. 7, (2003), p. 20

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

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

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

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

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

本研究では HONTA 含浸吸着材について、MA(III)と Ln(III)の効率的な分離スキームの検討を行った。本試験結果から、吸着分配係数に有意の差がある pH=1.0 において MA(III)を選択的に HONTA 含浸吸着材に吸着分離し、高濃度の硝酸水溶液で MA(III)を溶離することで効率的な分離スキームの可能性が示唆された。

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

## 1. 緒言

使用済 MOX 燃料には長半減期かつ発熱性核種である Am や Cm 等のマイナーアクチノイド(MA)が含まれるため、MA の分離変換技術の開発が実施されている[1]。筆者らは高レベル放射性廃液(HLLW)に含まれる MA(III)を高度に分離することを目的とし、HONTA(Hexa Octyl Nitrilo Triacet Amide)含浸吸着材を用いた抽出クロマトグラフィー法の適用を検討している。そこで本研究では、自製した HONTA 含浸吸着材の吸着特性及び分離性能の評価をしたので報告する。

## 2. 実験方法

本試験では、前工程の TEHDGA 含浸吸着材による MA･Ln 共回収工程で分離が確認された FP を除き、Sr(II)および Ln(III)を対象とし、pH 変化が各元素の溶離挙動をてカラム試験で調査した．試験溶液及び溶離液は同じ pH の硝酸水溶液を用いた。試験溶液は、Sr(II), Y(III), La(III), Nd(III), Sm(III), Eu(III)を各々1 mM 含む pH=1.0 硝酸水溶液に調製した。カラム分離試験は、HONTA 吸着材を充填高 100 mm となるように圧密充填した$\phi$10 mm × h 150 mm のガラスカラムに、試験溶液、溶離液（pH=1.0 $HNO_3$）を順次通液し、カラム下端からの流出液を 3 $cm^3$ 毎に分画採取した。各フラクションの金属イオン濃度からクロマトグラムを作成した。

## 3. 実験結果および考察

Fig. 1 に pH 1.0 環境下におけるカラム試験結果を示す。Fig. 1 より Sr(II)及び希土類元素は pH=1.0 環境下において、HONTA 吸着材に対して非吸着であることが確認された。さらに、別途実施している Am(III)の吸着試験結果から pH=1.0 環境下において Am(III)は溶離しないことが確認されている。これらの結果から、カラム試験において Ln(III)を洗浄除去し、MA(III)のみを選択的に HONTA カラムに吸着させることで効率的な分離スキームの構築が達成可能であることが示唆された。本会では、HONTA 含浸吸着材の基礎的な吸着・溶離挙動についても評価を行ったため報告する。

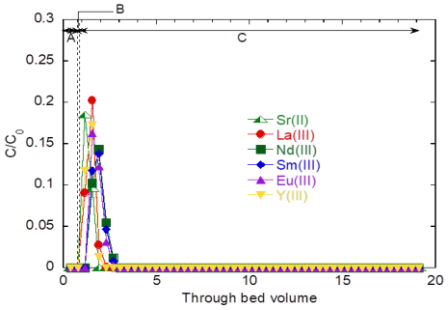



Fig. 1 Result of the column experiment using HONTA impregnated adsorbent packed column
A : Dead volume, B : Feed solution C : Eluent

**参考文献**

[1] 大島博文・安部智之：日本の MOX 燃料の実績と今後の展望，日本原子力学会誌, Vol. 45, No. 7, (2003), p. 20

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

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

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

# [3B13-16] Nuclide Adsorption &Separation 4

chair: Tomoo Yamamura (Kyoto Univ.)

Fri. Sep 10, 2021 4:00 PM - 5:15 PM Room B

## [3B13] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

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

4:00 PM - 4:15 PM

## [3B14] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Sou Watanabe[1], Daisuke Sato[1], Kimihiko Yano[1], Yuichi Sano[1], Masayuki Takeuchi[1] （1. JAEA）

4:15 PM - 4:30 PM

## [3B15] Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction

*Daisuke Sato[1], Sou Watanabe[1], Kimihiko Yano[1], Shin-ichi Kitawaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Atsuhiro Shibata[1], Masayuki Takeuchi[1] （1. JAEA, 2. Shibaura Inst. of Tech.）

4:30 PM - 4:45 PM

## [3B16] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

*Takehiko Tsukahara[1], Brandt Aileen[1], Sou Watanabe[2], yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2] （1. Tokyo Tech, 2. JAEA）

4:45 PM - 5:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
# (93) RI を用いた TEHDGA, HONTA 2 段プロセス性能の確認

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(93)Confirmation of TEHDGA, HONTA 2-stage process performance using RI

*久保田 真彦[1], 金 聖潤[1], 呉 昊[1], 渡部 創[2], 佐野 雄一[2], 竹内 正行[2]
[1]東北大学, [2](国)日本原子力研究開発機構

コールド試験によって検討したフローの性能を確認する為、模擬廃液に $^{241}$Am, $^{152}$Eu を加えた溶液を対象として、TEHDGA カラム及び HONTA カラムの性能評価を実施した。TEHDGA カラムでは Am と Ln が共回収され、HOTNA カラムでは Am が選択的に回収され、狙い通りに MA 回収が達成可能であることを確認した。

**キーワード**：高レベル放射性廃液、多孔性シリカ担持型吸着材、吸着、分離

## 1. 緒言

抽出クロマトグラフィを用いた、ロバスト性を有する MA 回収プロセスの開発を目的として、TEHDGA および HONTA 含浸吸着材を用いた 2 段階カラム分離フローの検討・評価を行っている。

本発表では、MA 回収用に開発された抽出剤(*N*,*N*,*N*',*N*',*N*'',*N*''-hexaoctylnitrilotriacetamide, HONTA)を多孔性シリカ/ポリマー複合単体粒子($SiO_2$-P, 平均粒径 50 $\mu$ m, 平均細孔径約 50nm)へ含浸担持させて調製した吸着材を用いて、RI($^{241}$Am, $^{152}$Eu)による吸着・分離の実験を行い、昨年実施した TEHDGA 吸着材での試験結果[1]と合わせて、TEHDGA カラム及び HONTA カラムによる、2 段プロセスで選択的に Am が回収可能かを評価した。

## 2. 実験方法

抽出剤(HONTA)を含浸担持法によって $SiO_2$-P へ担持させ、含浸吸着材(HONTA/$SiO_2$-P, 含浸率 20%)として調製したものを使用した。吸着材は、バッチ法で硝酸濃度に対する吸着特性及びカラム法による分離特性で評価した。水相中に含まれる $^{241}$Am, $^{152}$Eu 濃度の測定には、γ スペクトロメータを用いた。

## 3. 結果

HONTA 吸着材を用いた、バッチ試験前後の $^{241}$Am 及び $^{152}$Eu 濃度から分配係数($K_d$)を求め、硝酸濃度に対する依存性結果を Fig.1 に示す。硝酸濃度 0.01M～0.1M の範囲において、$^{152}$Eu よりも $^{241}$Am が高い分配係数を示した。よって、カラム試験において使用する溶離液の硝酸濃度をコントロールすることにより、$^{241}$Am と $^{152}$Eu を相互分離出来る可能性を示した。以上の結果に加え、発表時、カラム法による分離試験などの結果について報告する。

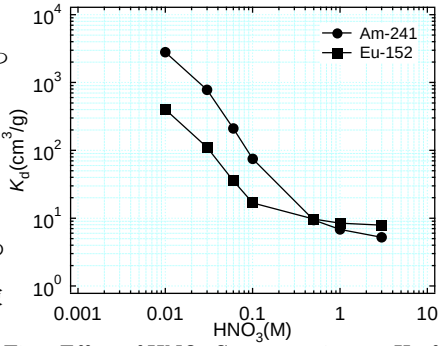



Fig.1 Effect of $HNO_3$ Concentration on $K_d$ of $^{241}$Am and $^{152}$Eu
([$HNO_3$]: 0.01～3M, Time: 1h, Temp: 25℃)

※本研究は, 経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

## 参考文献

[1]久保田 真彦 他, 日本原子力学会春の年会(2021), 2I13

---

*Masahiko Kubota[1], Seong-Yun Kim[1], Hao Wu[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2] and Masayuki Takeuchi[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency

# 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
# （94）ホット試験に向けたプロセスフローの検討

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(94) Design of a process-flow for an active experiment

*渡部　創[1]，佐藤　大輔[1]，矢野　公彦[1]，佐野　雄一[1]，竹内　正行[1]
[1]原子力機構

HONTA 含浸吸着材を用いた MA 回収ホット試験実施に向けた回収フローの設定を行い、モックアップを実施した。FP 元素は想定される通りの溶離挙動を示し、期待通りのカラム性能が得られる見通しを得た。

**キーワード**：MA 回収，抽出クロマトグラフィ，ホット試験

## 1. 緒言

抽出クロマトグラフィを用いた、ロバスト性を有する MA 回収プロセスを開発することを目的として、TEHDGA および HONTA 含浸吸着材を用いた 2 段階カラム分離フローの開発を実施している。HONTA カラムについて、コールド試験および RI 試験の結果を踏まえた、ホット試験による実証試験に先立ち、遠隔操作による装置条件等を考慮した分離条件の設定、および模擬液を対象としたモックアップ試験を実施した。

## 2. カラム分離条件の設定

ホット試験に係る試験フィールド等の制約上、試験は小容量のカラムを用いて重力流にて実施することとした。コールド試験、RI 試験の結果によると、硝酸濃度 0.2 M のフィード液をカラムに供給した場合、MA のみが選択的に吸着され、共存している希土類元素は全てカラムから排出されることが考えられる。また、1 M 硝酸の通液により速やかに MA は溶離されるものと考えられる。重力流による通液に要する時間と、各元素の溶離挙動を踏まえ、洗浄液量および溶離液量をそれぞれ 5 BV ずつとすることで、目標とする MA 回収性能（MA 回収率 99 %以上、FP 元素の DF > $10^2$）が得られるものと考えた。

## 3. モックアップ試験による適用性の評価

TEHDGA カラム分離試験から得られた中間製品溶液を想定した模擬溶液を調製し、フィード液とした。容量 2 mL のプラスチックカラムに HONTA/$SiO_2$-P を充填し、0.2 M 硝酸でコンディショニングした後、フィード液、洗浄液、溶離液をそれぞれ所定量通液した。カラム溶出液中の金属イオン濃度からカラム溶離曲線を作成した。

Nd と Eu の溶離曲線を図 1 に示す。Nd、Eu は想定通り洗浄液の通液により全量がカラムから排出された。MA は 1 M 硝酸通液後に溶離されるものと想定され、目標となる DF が達成できると考えられる。以上より、本装置構成および分離条件にて目標とする MA 回収性能が達成できる見通しであり、本条件を用いてホット試験を実施することとした。

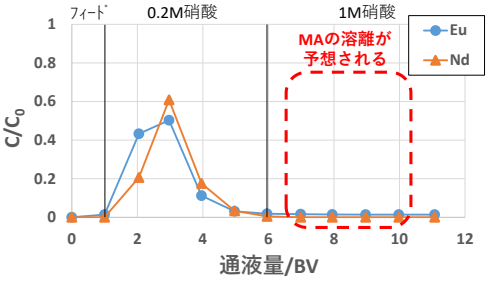



図 1　モックアップ試験により得られた Nd および Eu の溶離曲線

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

*Sou Watanabe[1], Daisuke Sato[1], Kimihiko Yano[1], Yuichi Sano[1] and Masayuki Takeuchi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

# 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究

## (95)MA 回収用 HONTA 含浸吸着材の吸着溶離性能評価－ホット試験－

Basic Research Programs of Vitrification Technology for Waste Volume Reduction
(95) Adsorption/Elution Performance of HONTA Adsorbents for MA(III) Recovery-hot experiment-

*佐藤 大輔[1], 渡部 創[1], 矢野 公彦[1], 北脇 慎一[1],新井 剛[2], 柴田 淳広[1], 竹内 正行[1]
[1] 日本原子力研究開発機構, [2] 芝浦工業大学

環境負荷軽減を目的としたガラス固化のための MA 回収技術開発として、TEHDGA カラム試験で得られた MA, Ln を含む溶液に対し、HONTA を含浸した吸着材を用いた抽出クロマトグラフィー試験を実施した。試験の結果、Am は高い回収率で回収でき、Ln と分離されることを確認した。

**キーワード：MA 回収、HONTA、高レベル放射性廃液、廃棄物減容化**

### 1. 緒言

本研究では、MA と Ln の吸着量に違いが見られる Hexa-n-OctylNitriloTriacetAmide(HONTA)[1]に着目し、コールド試験[2]および RI 試験[3]を実施してきた。これらの試験で得た結果から設計したフローシート[4]により MA の吸着溶離性能を評価するため、TEHDGA カラム試験[5]で得られた MA, Ln を含む溶液(以下、TEHDGA 製品と呼称)をフィード液に用い、HONTA カラムによる抽出クロマトグラフィー試験を実施した。

### 2. 試験内容

TEHDGA 製品を硝酸で酸濃度 0.2 M に調整しフィード液とした。カラムは HONTA を 20 wt%で多孔質シリカ/ポリマー複合担体粒子に含浸した吸着材(HONTA/$SiO_2$-P)を約 1.0 g 秤量し、容量 2 mL(= 1 BV)のポリプレップカラムに充填することで調製した。その後、0.2 M 硝酸を 5 BV 通液しコンディショニングを行った。以降、前報[4]で設定したフローシートに従い室温にて重力流で通液した。溶出液を 1 BV ごとに捕集し、放射能分析および元素分析の結果からクロマトグラムを作成した。

### 3. 結果

本試験で得られたクロマトグラムを図 1 に示す。ここで、$C/C_0$ は、フィード液に対する各フラクションの元素濃度又は核種濃度の比であり、破線部は想定した Am の排出位置(製品範囲)である。吸着挙動に関しては、フィード時の破過などは確認されず、MA を全量吸着することできた。溶離挙動について、$^{241}$Am は 89 %がほぼ想定通り 1 M 硝酸で溶離されたが、11 %が 0.2 M 硝酸で排出された。回収率の目標値である 99%に影響を及ぼす量が 0.2 M 硝酸でも溶離することが確認されたため、今後フローシート条件の見直しが必要であると考えられる。また、$^{242}$Cm は 5 BV 目と 7 BV 目に二つのピークが現れ、0.2 M 硝酸で 79 %が、1 M 硝酸で 21 %が排出された。Cm の分配係数($K_d$)は Am よりも小さく、また 0.2 M よりも 1 M の方がさらに小さいことから[1]、0.2 M 硝酸で Am よりも先行して溶離された後、1 M 硝酸に切り替えたことにより溶離速度が向上したため 0.2 M硝酸に比べて BV 当たりの排出量が増加したことにより 2 つ目のピークが現れたと考えられる。今後のフローシート条件の見直しにおいては、Am と Cm の $K_d$ の傾向の違いにも留意して条件を設定する必要がある。一方で、$^{154}$Eu, Nd は 0.2 M 硝酸により 95 %, 82 %がそれぞれ排出され、1 M 硝酸での排出量は分析下限値未満であった。このことから想定していた製品範囲では問題ないDFが期待できる。

※本件は、経済産業省 資源エネルギー庁「令和 2 年度 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」に係る成果の一部である。

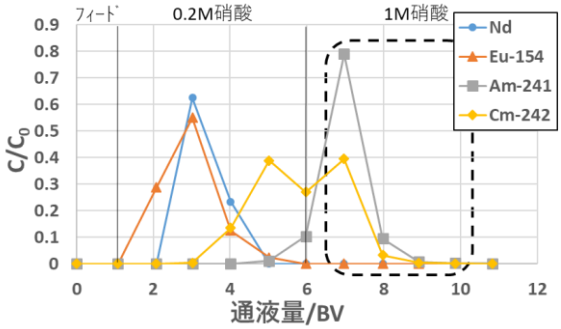



図 1　HONTA 含浸吸着材カラムによる TEHDGA 製品処理時のクロマトグラム

### 参考文献

[1] M. Takeuchi *et. al*., Proc. 783-788, GLOBAL2019.
[2] 桝村慶祐 他, 日本原子力学会 2021 年秋の大会
[3] 久保田真彦 他, 日本原子力学会 2021 年秋の大会
[4] 渡部創 他, 日本原子力学会 2021 年秋の大会
[5] 佐藤大輔 他, 日本原子力学会 2021 年春の年会, 2I14.

*Daisuke Sato[1], Sou Watanabe[1], Kimihiko Yano[1], Shinichi Kitawaki[1], Tsuyoshi Arai[2], Atsuhiro Shibata[1], Masayuki Takeuchi[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Shibaura Institute of Technology

# 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究 (96)バルブ制御のためのオンラインモニタリング技術開発

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(96) Development of on-line monitoring technique of target elements for chromatographic valve control

*塚原 剛彦[1], Brandt Aileen[1], 渡部創[2], 佐野雄一[2], 竹内正行[2]
[1] 東工大, [2] 原子力機構

カラム溶出液のモニタリング結果を運転制御に反映させる技術を開発することを目標として、オンラインモニタリングに適切なマイクロ熱レンズ分光システムの構築を行うとともに、その基本評価を実施した。

**キーワード：オンライン分析、マイクロ流体、熱レンズ、ランタノイド、バルブ制御**

## 1. 緒言

抽出クロマトグラフィーに基づく核種分離技術の高度化には、カラム溶出液をモニタリングし、その結果をバルブ切替に反映させる手法の構築が欠かせない。これまでに、マイクロ化学チップと熱レンズ分光法(TLM; Thermal Lens Microscopy)とを組み合わせた研究開発を行い、様々な核種を高速・高効率に分離分析できることを実証してきた。[1] 本研究では、希土類元素をターゲットとし、バルブ制御に適用しうるマイクロ TLM モニタリング技術を構築すると共に、その性能評価を行うことを目的とした。

## 2. 実験

希土類元素（$Sm^{3+}$, $Nd^{3+}$等）を含む硝酸水溶液と抽出剤（2,2'-Oxybis(N,N-di-n-octylacetamide)等）を含む有機溶媒とを、所定の流速にてそれぞれ T 字型のマイクロ流路内に導入し、マイクロプラグ流抽出を行った。出口部のセパレーターにて油水を分離回収した後、水相側を発色剤 Arsenazo III を含む希塩酸と接触させながら、TLM 光ファイバー固定化マイクロ化学チップ（励起光 658 nm, プローブ光 785 nm）内に導入することにより、希土類元素の Arsenazo III 錯体として TLM 検出した。さらに、マイクロ抽出部を抽出クロマトグラフィー系として溶離液を回収し、溶離液の TLM 検出を試み、その検出条件や効率を比較した。

## 3. 結果・考察

抽出及びクロマト法いずれで回収した溶液においても、希土類-Arsenazo III として TLM 計測が可能であり、応答速度 1 秒、流速 1mL/h 以下の条件で安定な TLM 信号が得られることが分かった。得られた TLM 信号を濃度に換算し分離効率を評価したところ、希土類元素はほぼ 100%分離回収できていることが確認された。また、TLM 信号強度と希土類元素濃度との関係から、検出下限は$10^{-6}$ Mであることを確認した。Arsenazo III 利用により検出感度を向上できる利点がある反面、水相側の pH 調整が必要となる欠点もあるが、分離した希土類元素を TLM 計測できるという点で、オンラインモニタリング手法として期待できる。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和 2 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

### 参考文献

[1] Tsukahara T, et al., *ACS Earth and Space Chem.* (2021), *Micromachines* (2020), *Comp.Aided Chem. Eng.*(2019), *Microfluid Nanofluid*, (2013), *J. Flow Chem*. (2011) etc.

---

* Takehiko Tsukahara[1], Brandt Aileen[1], Sou Watanabe[2], Yuichi Sano[2], Masayuki Takeuchi[2]
[1] Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, [2] Japan Atomic Energy Agency

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

# [3C01-04] Decommissioning Technology for Fukushima 3

chair: Yasuyuki Nakamura (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 9:30 AM - 10:35 AM Room C

## [3C01] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

*Takumi Senga[1], Shinnichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2], Zyunn Nagaoka[2] (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM

## [3C02] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

*Keisuke Matsumoto[1], Kyoya Watanabe[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2], Toru Nagaoka[2] (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

9:45 AM - 10:00 AM

## [3C03] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

*Kyoya Watanabe[1], Keisuke Matsumoto[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2], Toru Nagaoka[2] (1. Hokkaido Univ., 2. CRIEPI)

10:00 AM - 10:15 AM

## [3C04] Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration

*Shohei Nishino[1], Daisuke Kawasaki[1], Yanagihara Satoshi[1] (1. Univ. of Fukui)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討 (1)硬化セメントペースト中の放射性ヨウ素の移行挙動

Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration (1) Migration Behavior of Radioactive Iodide in Hardened Cement Paste

*千賀 匠[1]、植松 慎一郎[1]、渡辺 直子[1]、小崎 完[1]、森永 祐加[2]、湊 大輔[2]、長岡 亨[2]
1.北大、2.電中研

硬化セメントペースト中の $I^-$の移行挙動を評価することを目的として、$I^-$の拡散試験及び収着バッチ試験を行った。$I^-$の移行挙動とモノサルフェートなどの硬化セメントペーストの水和生成物との関係について考察した。

**キーワード：**硬化セメントペースト，水和生成物，移行挙動，放射性ヨウ素

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の合理的な廃炉のためにはコンクリート中での核種の移行挙動の理解が必要である。$^{129}I$ は処分の安全評価における重要核種であり、セメントの水和生成物であるモノサルフェートやエトリンガイトが $I^-$や $IO_3^-$を固定化するメカニズムはある程度明らかになっているものの、複数の鉱物から構成される硬化セメントペースト（HCP）中での $I^-$の固定化のメカニズムについては不明な点が多い。本研究では、HCP中の $I^-$の移行挙動の解明を目的とし、特性の異なる HCP などを対象に $I^-$の拡散試験及びバッチ収着試験を行い、$I^-$の移行挙動に影響を与える因子について検討した。

## 2. 実験

HCP試料は、普通ポルトランドセメント及びイオン交換水を水セメント比(w/c比)0.36、0.45、0.60となるように混錬し、円柱状（24.5 mm $\phi$×54.5 mm）に成型した後、50 ℃でセメント平衡水中にて養生したものを用いた。拡散試験では、この試料の端面に$Na^{125}I$を塗布し、所定温度(15, 25, 40, 50 ℃)で所定期間拡散させた。その後セクショニングを行い、セクショニング試料の放射能を測定して$I^-$の濃度プロファイルを得た。バッチ収着試験では、HCP試料を粒径が46～75 $\mu$mとなるよう粉砕し、固液比が1:100となるようセメント平衡水に浸漬し、所定濃度の$Na^{125}I$を加えて攪拌した。所定期間後、固液分離し、液相中の放射能を測定して見かけの収着分配係数($K_d$)を得るとともに、固相をXRD及び固体NMRで分析した。

## 3. 結果と考察

バッチ収着試験から得られた $K_d$ の経時変化を図 1 に示す。$K_d$ は 42 日間増加し、一定値に到達しなかった。材令 91 日の HCP を用いたことから、42 日間での $K_d$ の増加は、HCP の水和反応の進行以外の要因によると考えられる。また、収着期間 42 日の時点において w/c 比が 0.60 の場合の $K_d$ 値は w/c 比 0.36 , 0.45 の場合の約半分となった。w/c 比の異なる HCP は、水和生成物の含有率や特性が異なっているため、これらが $K_d$ の経時変化を含む $I^-$の収着挙動に影響を及ぼしたものと考えられる。

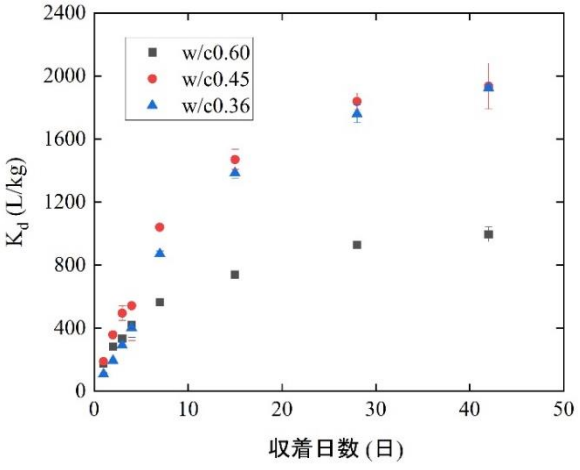



図 1 粉末 HCP 中の $I^-$の $K_d$ の経時変化

**謝辞** 本研究は文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（課題解決型廃炉研究プログラム）」・「溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討」（令和 2～4 年度）の一部として実施した。

*Takumi Senga[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2] and Toru Nagaoka[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]CRIEPI

# 溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討 (2) 溶脱処理によって変質したセメントへの Cs-137 の収着挙動

Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration (2)Sorption Behavior of Cs-137 on Cement Altered by Leaching Treatment

*松本 圭裕[1], 渡邊 恭也[1], 植松 慎一郎[1], 渡邊 直子[1], 小崎 完[1], 森永 祐加[2], 湊 大輔[2], 長岡 亨[2]
[1]北大, [2]電中研

未溶脱および溶脱セメント試料と合成 C-S-H に対し、$^{137}$Cs の収着実験を行った。溶脱変質したセメント試料の $^{137}$Cs の $K_d$ 値増加の一因として、C-S-H からの Ca の溶脱に伴う $^{137}$Cs 収着サイトの増加の可能性を検討した。

**キーワード**：セメント，Cs-137，溶脱変質，収着挙動，ケイ酸カルシウム水和物(C-S-H)，Ca/Si 比

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所の建屋構造物コンクリートの一部は、事故後の汚染水との接触により、溶脱・変質し、そこでの放射性核種の移行挙動は通常のコンクリートとは異なる可能性がある。本研究では、汚染コンクリート廃棄物の合理的な処理･処分を検討する上で必要になると思われる､溶脱変質コンクリートへの $^{137}$Cs の収着挙動を明らかにすることを目的とし、健全セメント、模擬溶脱変質セメントおよび合成 C-S-H に対して、$^{137}$Cs の収着実験を行った。

## 2. 実験

普通ポルトランドセメントとイオン交換水を水セメント比 0.36 で混練、50 ℃で 28 日間水中養生し、粒径 46~75 μm に粉砕し、健全セメントとした。これを、6 M $NH_4NO_3$ 水溶液に室温で 7 日間浸漬し、溶脱セメントとした。両セメントの Ca 含有量は、6 M 塩酸に溶解させた際の Ca 濃度から決定した。合成 C-S-H 試料は、サスペンジョン法により、Ca/Si 比が 0.8 と 1.0 の 2 条件で調整した。収着実験は、バッチ試験により行った。液相には､セメント平衡水に $^{137}$Cs を約 100 kBq/L となるよう添加した溶液を用いた。溶液の Cs 濃度は $2.3\times10^{-10}$ M とした。固液比は 1:100、収着温度は 25 ℃とし、所定期間 (1~28 d)振とうさせた。収着試験前後の固相試料に対して、粉末 X 線回折(XRD)および走査型電子顕微鏡(SEM-EDS)観察を行った。

## 3. 結果・考察

健全および溶脱セメント試料の Ca 含有量および $^{137}$Cs の $K_d$ 値を表 1 に示す。6M $NH_4NO_3$ 水溶液を用いた溶脱処理により、セメント試料の Ca 含有量は 350 mg/g から 210 mg/g に減少した。また、セメント試料に対する $^{137}$Cs の $K_d$ 値は溶脱によって 1.0 から 17 に増加した。Ca 含有量の減少は、$Ca(OH)_2$ の溶脱あるいはセメント中に含まれる C-S-H からの Ca の脱離を示唆する。一方、合成 C-S-H 試料に対する $^{137}$Cs の $K_d$ 値は、Ca の脱離を模擬した試料(Ca/Si:0.8)において 18 となり、Ca/Si 比 1.0 の $K_d$ 値(4.8)より高い値を示した。一般に、C-S-H の Ca/Si 比の低下に伴い、C-S-H の層間が陽イオンの収着サイトとなるとされる。合成 C-S-H 試料に対する実験結果はこれと整合する。しかし、溶脱セメントにおいて認められた高い $K_d$ 値への寄与については今後さらに検討が必要である。

表 1. 各固相の Ca 含有量と $K_d$ 値

| 固相の種類 | Ca 含有量[mg/g] | $K_d$[L/kg](収着期間 28 日)* |
|---|---|---|
| 健全セメント | 350 | 1.0±0.1 |
| 溶脱セメント | 210 | 17±2.5 |
| CSH(Ca/Si:1.0) | | 4.8±2.8 |
| CSH(Ca/Si:0.8) | | 18±1.5 |

*平均±標準偏差($n$ = 3)を示す。

**謝辞**　本研究は、文部科学省の「英知を結集した原子力科学技術･人材育成推進事業（課題解決型廃炉研究プログラム）」･「溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討」（令和 2~4 年度）の一部として実施した。

*Keisuke Matsumoto[1], Kyoya Watanabe[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2] and Toru Nagaoka[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]CRIEPI

# 溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討 (3)溶脱処理によって変質したセメントへの Cs-137 の拡散挙動

Study on Rational Treatment/Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration (3) Diffusion Behavior of Cs-137 in Cement Altered by Leaching Treatment

*渡邊 恭也[1]、松本 圭裕[1]、植松 慎一郎[1]、渡辺 直子[1]、小崎 完[1]、森永 祐加[2]、湊 大輔[2]、長岡 亨[2]
1.北大、2.電中研

溶脱変質した硬化セメントペースト試料中の $^{137}Cs$ の移行挙動を、イメージングプレートによる２次元放射能分布測定を取り入れた非定常拡散実験の結果に基づき検討した。$^{137}Cs$ は溶脱変質進行部分に濃集し、そこでの見かけの拡散係数は低下することが明らかになった。

**キーワード**：セメント, Cs-137, 溶脱変質, 拡散挙動, 放射性廃棄物

**1.緒言** 福島第一原子力発電所の廃炉を合理的に実施するためには、建屋構造物中の放射能分布を把握する必要がある。事故後、原子炉建屋地下のコンクリート構造物等は汚染水と長期間接触しており、溶脱変質が進行することで、放射性核種の移行挙動に影響する可能性がある。そこで本研究では、実験室にて調製した溶脱変質を模擬した硬化セメントペースト試料に対して、放射性トレーサーを用いた非定常拡散実験を行うことで、溶脱変質が拡散に及ぼす影響を明らかにすることを目的とする。

**2.実験方法** 硬化セメントペースト試料は、普通ポルトランドセメントを水セメント比 0.36 で混錬し、円柱型（29 mmφ×45 mm）に成形した後、温度 50℃で 28 日間セメント平衡水を用いて水中養生したものである。これから短冊状試料（5 mm 厚×19 mm 幅×40 mm 高）を切り出したものを「健全試料」とした。また、健全試料を 6 mol/L の硝酸アンモニウム水溶液に室温で 5 日間浸漬し溶脱させ、さらにセメント平衡水に 3 日間浸漬した試料を「溶脱試料」とした。放射性トレーサーの拡散は、健全あるいは溶脱試料を高さ 20 mm となるように切断し、その切断面の一方に $^{137}CsCl$ 溶液を均一に塗布後、未塗布の切断面と密着・固定させ、25℃で所定時間維持することで行った。その後、イメージングプレート（IP）に対して、塗布面とは垂直になる面（高さ 19 mm×横 20 mm）を密着させ、試料中の $^{137}Cs$ の放射能の二次元分布情報を得た。

**3.結果と考察** 拡散実験で得られた溶脱試料中の $^{137}Cs$ の二次元放射能分布の一例を図 1 に示す。$^{137}Cs$ の濃集が $^{137}Cs$ 塗布面に近い溶脱面近傍に確認できた。ここで、$^{137}Cs$ の拡散方向に垂直な方向への移行は無視できると仮定して、溶脱面近傍の領域 A および溶脱面から最も遠い領域 B において、拡散方向の $^{137}Cs$ の濃度分布から見かけの拡散係数を算出した。その結果、領域 A では $9.2\times10^{-12}$ $m^2/s$、領域 B では $2.6\times10^{-11}$ $m^2/s$ となり、領域 B の見かけの拡散係数は、健全試料に対して得られた見かけの拡散係数とほぼ一致した。一般に溶脱が進行した試料では、拡散経路の屈曲度等が低下することで拡散係数は増加すると考えられるが、本研究では逆に見かけの拡散係数は低下した。これは、溶脱変質に伴う $^{137}Cs$ の収着係数の増加による遅延効果が比較的大きく作用した可能性を示唆している。

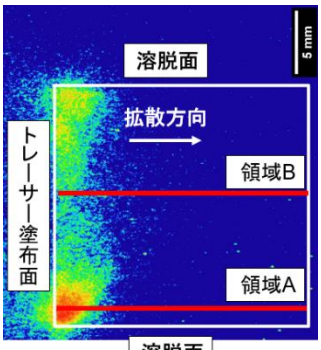


図 1：溶脱試料の $^{137}Cs$ の放射能濃度

**謝辞** 本研究は文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（課題解決型廃炉研究プログラム）」・「溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討」（令和 2～4 年度）の一部として実施した。

---

*Kyoya Watanabe[1], Keisuke Matsumoto[1], Shinichiro Uematsu[1], Naoko Watanabe[1], Tamotsu Kozaki[1], Yuka Morinaga[2], Daisuke Minato[2] and Toru Nagaoka[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]CRIEPI

# 溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討
## (4) 汚染水中のコンクリートにおける放射性核種濃度分布の計算手法の開発

Study on Rational Treatment / Disposal of Contaminated Concrete Waste Considering Leaching Alteration
(4) Development of Calculation Method for Radionuclide Concentration Distribution in Concrete in Contaminated Water

*西野将平[1]，川崎大介[1]，柳原敏[1]
[1]福井大学

汚染コンクリート中の放射性核種の濃度分布の推定のために、コンクリート中の放射性核種の拡散をランダムウォーク粒子追跡法を用いて模擬する計算手法を開発した。

**キーワード**:ランダムウォーク粒子追跡法, 福島第一原子力発電所, コンクリート, 統計誤差, 放射能濃度分布, モンテカルロ法, 拡散

**1. 緒言**　福島第一原子力発電所の廃炉では大量に発生する放射性廃棄物の発生量の推定やその低減方策の検討が重要である。原子炉建屋内の汚染されたコンクリート構造物中の放射能濃度が不均一な場合、表面の除染や高濃度領域の切断といった処理による廃棄物量低減やレベル低減策が考えられる。このような処理方法の検討に当たっては、現状では解析計算に基づくコンクリート中の放射性核種の濃度分布の推定が必要である。

本研究では滞留水に晒されたコンクリート中の放射性核種の拡散を、不均一媒体中のランダムウォーク粒子追跡法を用いて模擬する計算手法を開発した。ランダムウォーク粒子追跡法では特定の領域内に存在する粒子の数から核種濃度を算出するが、この粒子数が少ないほど濃度の相対標準誤差は大きくなる。全ての領域において指定した相対標準誤差となるような統計誤差低減アルゴリズムを開発することを目的とした。

**2. 計算手法**　放射性物質を含む滞留水に片側表面が晒されたコンクリート壁を想定し、核種の拡散及び吸着をモデル化した。コンクリート表面における瞬間的なパルス状の核種の侵入に対する核種濃度分布の応答を、ランダムウォーク粒子追跡法を用いて取得した。

ランダムウォーク粒子追跡法における、ある低濃度領域 $k$ の核種濃度の相対標準誤差 $RSE$ は、領域内の粒子数 $n$ を用いて、 $RSE \approx 1/\sqrt{n}$ と表される。従来の手法（図(A)）では粒子数 $n$ の少ない低濃度の場合に $RSE$ が大きくなる。そのような領域で $RSE$ を低減するには粒子数 $n$ を増やす必要がある。そこで、粒子がより低い濃度の領域に移動すると粒子 1 個当たりの質量を減らすとともに粒子数を増やし、また高い濃度の領域に移動すると粒子 1 個当たりの質量を増やすとともに粒子数を減らすアルゴリズムを導入した。濃度に関わらず各領域での粒子数を一定にすると（図(B)）、全ての領域において同じ $RSE$ で濃度を推定することができる。拡散シミュレーションにおける空間と時間を複数の時空間領域に分け、領域ごとの粒子 1 個当たりの質量 $m_k$ をあらかじめ設定しておくことにより、このような計算が可能となる。適切な質量 $m_k$ の設定には、前もって濃度分布を推定する必要があり、以下の手順で段階的にランダムウォーク粒子追跡計算を行った。

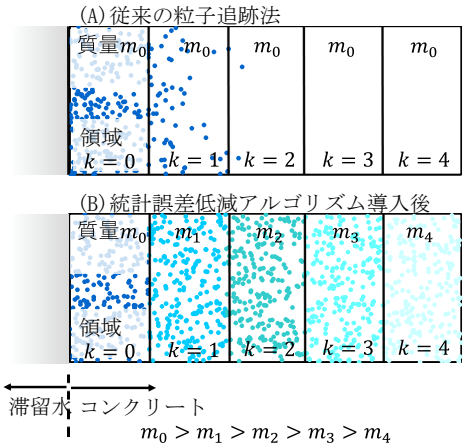



図　統計誤差低減の考え方

(1)　全領域における粒子の質量を統一し、ランダムウォーク粒子追跡法により濃度分布を得る。
(2)　前ステップで得た濃度分布に基づき領域毎に粒子 1 個当たりの質量 $m_k$ を設定し直す。
(3)　設定された粒子の質量に基づき再度ランダムウォーク粒子追跡法により濃度分布を得る。
(4)　全ての領域において期待された相対標準誤差が得られるまで(2)～(3)を繰り返す。

この濃度分布を滞留水中の濃度の時間変化に基づく境界条件に従って重ね合わせることにより、コンクリート中の核種濃度分布を得た。

**3. 結言**　汚染コンクリート中の核種濃度分布の計算において、指定した相対標準誤差で濃度を取得する手法を開発した。相対誤差低減の効果については計算例とともに本発表にて報告する。

*Shohei Nishino[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1]
[1]Univ. of Fukui

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

# [3C05-07] Technologies for Dismantling, Decontamination &Evaluation 1

chair: Daisuke Kawasaki (Univ. of Fukui)
Fri. Sep 10, 2021 10:35 AM - 11:25 AM Room C

## [3C05] Study of possibility of clearance measurement for covered cables and control panels by detection simulation

*Masakazu Namekawa[1], Taro Shimada[2], Seiji Takeda[2] (1. NAIS, 2. JAEA)
10:35 AM - 10:50 AM

## [3C06] Development of dose evaluation method for confirmation of completion of decommissioning

*Taro Shimada[1], Kazuji Miwa[1], Toshihisa Sasaki[2], Seiji Takeda[1] (1. JAEA, 2. V.I.C.)
10:50 AM - 11:05 AM

## [3C07] Development of dose evaluation method for confirmation of completion of decommissioning

*Kazuji Miwa[1], Masakazu Namekawa[2], Taro Shimada[1], Takeda Seiji[1] (1. JAEA, 2. NAIS)
11:05 AM - 11:20 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 検出シミュレーションによる被覆ケーブル・制御盤を対象とした クリアランス測定の可能性検討

Study of possibility of clearance measurement for covered cables and control panels by detection simulation

*行川 正和[1]，島田 太郎[2]，武田 聖司[2]
[1]ナイス，[2]JAEA

2020 年 8 月の規則改正により新たにクリアランス対象となった金属くず等以外の被覆ケーブルや制御盤等の複合材が検出器応答に与える影響について、PHITS コードを用いた検出シミュレーションにより評価し、測定時間や測定体系等の条件ごとのクリアランスレベル判定の可否を評価して測定時の留意事項をまとめた。

**キーワード：** 検出シミュレーション，クリアランス，被覆ケーブル，制御盤，放射化生成物，PHITS，プラスチックシンチレーション，可搬型 Ge 検出器

## 1. 緒言

クリアランス規則改正[1]により対象物の制限が撤廃され、対象核種が 274 核種に拡大された。従来の金属くず等とは異なる複合材がクリアランス対象になり、材質の違いや測定条件に応じた検出応答の変化および従来規則で規定されていた 33 核種以外の核種がクリアランス判定に影響を与える可能性がある。被覆ケーブルおよび制御盤の複合材を対象にクリアランス判定のための測定の検出シミュレーションを実施した。

## 2. 検出シミュレーション

測定装置は可搬型 Ge 検出器またはプラスチックシンチレーション測定装置、測定対象物は被覆ケーブルまたは制御盤とした。複合材は金属や樹脂等の多種の材質が混在し、例えば、被覆ケーブルの錫メッキ軟銅線は放射化で放射性核種が生成され、測定時は導体にのみ線源が存在するが、クリアランス判定の妥当性を解析的に検討するため、複合材における線源の存在箇所、材質の違い、形状、サイズに関して現実的な条件を与えるとともに、様々な測定装置との位置関係の条件を解析的に評価できるような測定体系を構築した。（**図 1**）。

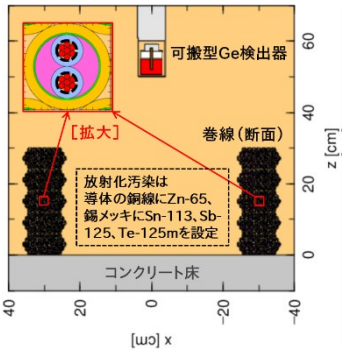



**図 1** 可搬型 Ge 検出器を用いた難燃 PN ケーブル巻線の測定体系

格納容器内で使用された難燃 PN ケーブルを 100kg 程度に巻線で集積した体系を想定し、導体の放射化による汚染核種（Zn-65, Sn-113, Sb-125, Te-125m）ごとに PHITS 計算を実施して可搬型 Ge 検出器の計数率を評価した。その結果について、想定した巻線の核種組成比[2]および放射能濃度（ΣD/C = 1.00）で合成し、さらに測定エリアを想定したバックグラウンド計数率を加算したエネルギー別の計数率（**図 2**）をもとに Cooper の方法[3]で検出下限値を算出した。検出下限値には PHITS 計算の計数率、バックグラウンド計数率およびγ線放出率の不確かさを反映した。**表 1** に示すように測定時間が 30 秒間では検出下限値を D'としたΣD'/C は 2.26 (>1)で検出が難しく、クリアランス判定ができる目安（ΣD'/C）を仮に 1/3 以下とすると判定可能な測定時間は 600 秒間程度になる。また、制御盤（モーターコントロールセンター）から内部のユニットを取り出した筐体を分割せずに可搬型 Ge 検出器で測定する場合、端子板等の金属製部品が多数集約される部分において、線源と検出器の距離や散乱の影響により中心位置直上からの 1 回の測定ではクリアランス判定することが困難な場合があり、検出器位置を変えて複数回測定する必要があることが分かった。

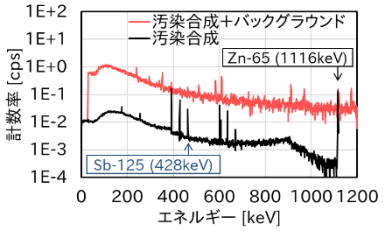



**図 2** エネルギー別の計数率

**表 1** 検出下限値 D'および D'/C の計算結果

| 核種 | 測定時間 | 30s | 120s | 600s | 3600s |
|---|---|---|---|---|---|
| Zn-65 | D' [Bq/kg] | 115 | 29.2 | 7.28 | 3.85 |
| | D'/C | 1.15 | 0.292 | 0.0728 | 0.0385 |
| Sn-113 | D' [Bq/kg] | 51.8 | 13.4 | 4.07 | 2.69 |
| | D'/C | 0.0518 | 0.0134 | 4.07e-3 | 2.69e-3 |
| Sb-125 | D' [Bq/kg] | 106 | 27.2 | 8.03 | 5.17 |
| | D'/C | 1.06 | 0.272 | 0.0803 | 0.0517 |
| Te-125m | D' [Bq/kg] | 215 | 64.8 | 33.5 | 28.6 |
| | D'/C | 2.15e-4 | 6.48e-5 | 3.35e-5 | 2.86e-5 |
| ΣD'/C | | 2.26 | 0.58 | 0.16 | 0.09 |

**参考文献**
[1] 原子力規制委員会、令和二年原子力規制委員会規則第十六号.
[2] 若林ほか、原子力学会 2019 年春の大会，2C18.
[3] J. A. Cooper, NUCLEAR INSTRUMENTS AND METHODS, 82, 273-277 (1970).

*Masakazu Namekawa[1], Taro Shimada[2] and Seiji Takeda[2]
[1]NAIS, [2]JAEA

本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「令和 2 年度廃止措置・クリアランスに関する検討」として実施したものである。

# 廃止措置終了確認のための被ばく線量評価方法の開発
# (1) 放射能分布評価における妥当性確認方法の検討

Development of dose evaluation method for confirmation of completion of decommissioning
(1) Study on validation method for evaluated radioactivity distribution

*島田 太郎[1], 三輪 一爾[1], 佐々木 利久[2], 武田 聖司[1]
[1]原子力機構 安全研究センター, [2]V.I.C.

これまでに開発を進めてきた事前サーベイと代表点測定による測定結果を用いた外生ドリフトクリギングによる敷地内放射能分布評価について、評価結果の妥当性を確認する方法を検討した。

**キーワード**：廃止措置終了確認, 表層土壌汚染, 外生ドリフトクリギング, 放射能濃度, 妥当性確認

**1. 緒言**：原子力施設の廃止措置終了確認時に、敷地内の放射能分布を把握し、解放後の跡地利用等による公衆の被ばく線量が基準線量以下であることを確認する一連の方法論の開発を進めている。前報[1]では、事前サーベイでの計数率分布と代表点測定での放射能濃度を組み合わせ、それぞれの測定誤差を考慮できる外生ドリフトクリギング（EDK）による方法により仮想的な放射能分布を再現可能であることが解析的に確認されたが、実際の適用では代表点測定が十分であるかを判断した上で、評価した放射能分布の妥当性を確認する方法について課題が残された。そこで、評価結果の交差検証において、代表点の測定値と各点の評価値との平均絶対誤差（MAE）を用いて、評価された放射能分布が妥当であると判断する方法について検討した。

**2. 外生ドリフトクリギングを用いた放射能分布評価の妥当性確認方法**：評価された放射能分布が妥当であると判断する場合、あらかじめ基準となるベースライン（めやす）を決定しておく必要がある。評価指標がこのめやすを下回ることにより、妥当と判断される。本検討では、leave-one-out 交差検証において、代表点の測定値と各点の評価値との交差検証 MAE に対するめやすとして、ベースライン手法のひとつである代表点測定結果の平均値を評価値とみなす方法[2]を採用した。平均値と各点の測定値との MAE をめやすとして、このめやす MAE より交差検証で得られた MAE が小さければ妥当と判断するものである。ただし、EDK による放射能分布評価では事前サーベイで得られた計数率分布をもとに、代表点は推定精度を向上させるため高値を優先的に選定することから、ランダムを前提とする代表点測定平均値の補正が必要である。そこで代表点測定の放射能濃度と外生変数である計数率との相関をもとに推定した対象領域全体の放射能濃度平均値を評価値とみなして、各点の測定値との MAE 値を求め、判断のめやす MAE として設定した。

**3. 妥当性確認の適用例**：図 1 に示すように仮想的な 1km 四方の敷地に複数の汚染が存在する $^{137}$Cs 放射能分布（最大濃度 100Bq/kg, 平均濃度 3.33Bq/kg, 頻度分布：対数正規）を真の分布として仮定した。このような汚染の状況に対し、敷地全体の 1m グリッドの 100 万点の地表からの高さ 10cm での計数率分布から、現実的な代表点測定として極大地点を優先的に 5 点選定し、合計 50 点の代表点測定を選定した（図 1 に〇で示した点）。その測定した結果から、各代表点の放射能濃度と計数率の相関を回帰分析したところ、頻度分布が対数正規分布であり、対数変換後図 2 に示すように良好な相関関係が得られた。この相関に基づき、対数変換を行って EDK により放射能分布を評価した結果を図 3 に示す。代表点測定と計数率分布の結果から補正した対数変換後の評価対象領域の放射能濃度平均値は 0.80 となった。これと 50 点の各測定値との MAE であるめやす MAE は 1.03 となった。一方、代表点 50 点の評価値と測定値との交差検証 MAE は 0.23 となり、めやす MAE よりも小さくなり妥当であると判断される。これらの結果から、評価結果の交差検証においてめやすを導入することにより、交差検証 MAE との比較によって代表点の充足性及び放射能分布の妥当性を判断できる見通しが得られた。

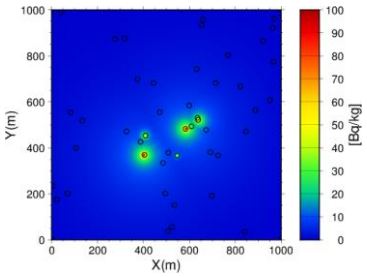


図 1 仮想的に与えた真の放射能分布

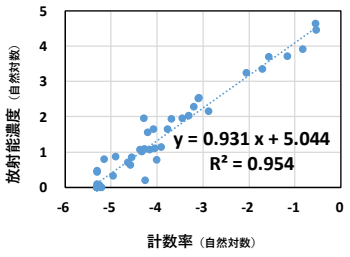


図 2 散布図（50 点）と回帰直線

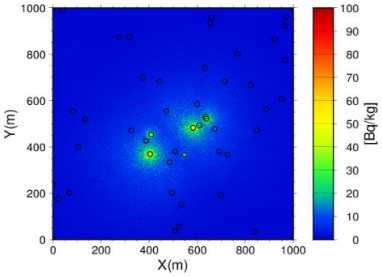


図 3 放射能分布評価結果

[1]島田他、2020 年秋の大会 3D08, [2] 那須川他、言語処理学会 2016

*Taro Shimada[1], Kazuji Miwa[1], Toshihisa Sasaki[2] and Seiji Takeda[1]
[1]JAEA Nuclear Safety Research Center, [2]V.I.C.

本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「令和 2 年度廃止措置・クリアランスに関する検討」として実施したものである。

# 廃止措置終了確認のための被ばく線量評価方法の開発
# （2）被ばく線量評価に反映する放射能分布の経時的変化の評価方法の検討

Development of dose evaluation method for confirmation of completion of decommissioning
(2) Evaluation method of radioactivity distribution change for safety assessment

*三輪　一爾[1]，行川　正和[2]，島田　太郎[1]，武田　聖司[1]
[1]JAEA，[2]ナイス

廃止措置終了後の公衆の被ばく線量評価に、サイト内の土壌表層に残存した収着性が高い核種の降雨に伴う分布変化を反映するために、核種濃度の鉛直分布及び粒径依存性を考慮した核種移行評価方法を整備した。

**キーワード：**廃止措置、核種移行、地表面流、土砂移動、汚染分布、被ばく評価

## 1. 緒言

原子力施設の廃止措置終了確認に向け、地形、地質、気象などのサイト固有の条件を考慮して、サイト敷地表面の放射能汚染が地表流を伴う降雨によって移行することを反映した被ばく線量評価コードシステムの開発を進めている[1,2,3]。前報[3]では、地表面流と土砂移動による核種移行評価モデルの整備を行い、我が国における降水量が多い地域を想定した試解析により窪地に核種が集中することを確認した。本報では、核種濃度の鉛直分布や移動土砂の粒径に応じた核種濃度が核種移行量に影響を与えると考えられることから、これらを反映できるように評価方法を整備した。

## 2. 放射能分布の経時的変化の評価方法の検討

前報における土砂移動による核種移行評価では、地表流と土砂移動により核種が移行する土壌深さを 10cm と仮定して、10cm 厚さに含まれる様々な粒径の土粒子について均一に核種濃度を設定していた。しかし、福島第一原子力発電所事故後の環境及び過去のフォールアウトの影響評価において、大気から地表へ沈着した放射性セシウムは土壌中の鉛直方向において緩衝深度（地表面の濃度に対して 1/e の濃度になる深度）を持つ指数関数の分布となることが報告されている[4]。土砂移動による核種移行は地表面の土砂のみが寄与するので、実際には地表面付近の濃度が高い分布を有する土壌に対して 10cm 内で均一な核種濃度を仮定したモデルを用いると、核種移行量を過小評価することになる。また、土粒子に付着するセシウム濃度は、粒径が小さいほど高くなることが知られており、土粒子中の放射性セシウム濃度は比表面積比の 0.65 乗に比例することが報告されている[5]。降雨強度が小さい場合は、雨滴衝撃により浮遊しやすい粒径が小さい土粒子の移動土砂中の割合が大きくなり、同じ土砂移動量でも移行核種量が大きくなることが予想される。上記の知見から、本検討では、土砂移動による核種移行を評価するモデルで核種濃度の鉛直分布と粒径依存性を考慮できるようにした。

核種移行評価における土中の核種濃度の鉛直分布は、環境中における鉛直方向の指数関数分布として表すために、緩衝深度の逆数($\alpha$)をパラメータとして導入し、地表面からの深度(x)に関する $\exp(-\alpha \cdot x)$の関数として設定した。緩衝深度を 1cm とした際の一度の降雨イベントによる単斜面（斜面全体の平均侵食厚さは 0.03cm）からの核種流出量は、鉛直分布を考慮しない場合と比較して約 30%増加した。核種濃度の粒径依存性は、上述したようにセシウム濃度は比表面積比の 0.65 乗に比例すると仮定し、移動する土砂の粒径に対して汚染土壌中のセシウムの分配比を設定できるようにした。発表では、粒径依存性を考慮したことによる核種移行量の変化や、仮想的なサイトにおける汚染分布の変化について報告する。

[1] 島田　他、2020 年秋の大会 3D08, [2] 島田　他、2020 年秋の大会 3D09, [3] 三輪　他、2020 年秋の大会 3D10,
[4] 斎藤　他 https://emdb.jaea.go.jp/emdb/assets/site_data/ja/associated/1020405002/ref_02-03.pdf, [5] He and Welling 1996

*Kazuji Miwa[1], Masakazu Namekawa[2], Taro Shimada[1] and Seiji Takeda[1]
[1]JAEA., [2]NAIS

本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「令和 2 年度廃止措置・クリアランスに関する検討」として実施したものである。

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

# [3C08-11] Technologies for Dismantling, Decontamination &Evaluation 2

chair: Taro Shimada (JAEA)
Fri. Sep 10, 2021 11:25 AM - 12:30 PM Room C

## [3C08] Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe (Part 4)

*Seigo Kai[1], Ryo Ikeda[1], Hideharu Takahashi[1], Hayato Taniguchi[2], Akihiko Kawashima[2], Hiroshi Takahashi[3], Keisuke Jinza[4], Hiroshige Kikura[1] (1. Tokyo Institute of Technology , 2. Shintokogio, Ltd., 3. Fuji Furukawa Engineering &Construction Co.,Ltd., 4. Fuji Electric Co., Ltd.)

11:25 AM - 11:40 AM

## [3C09] Simplification of geometry in reactor core for activation estimation using Monte Carlo code

*Takuma Noto[1], Norikazu Kinoshita[1], Kazuaki Kosako[1], Hitoshi Nakashima[1], Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Tsutomu Ohtsuki[2], Makoto Inagaki[2], Shun Sekimoto[2] (1. Shimizu, 2. KURNS)

11:40 AM - 11:55 AM

## [3C10] Risk Analysis on Schedule Slip of Radioactive Waste Treatment for Decommissioning Nuclear Power Plant

*Tatsuro Ishikuro[1], Takashi Tanaka[1], Yuuki Tsuhara[1], Satoshi Yanagihara[2] (1. KANDEN POWER-TECH CORPORATION, 2. UNIVERSITY OF FUKUI)

11:55 AM - 12:10 PM

## [3C11] Research on Issues and Solution Ideas for Safe and Rational Decommissioning of Commercial Nuclear Power Plants

*Masaki Onodera[1], Junji Eto[1], Tomoaki Suenaga[1], Harunaga Yanagawa[1], Hiroshi Suzuki[1] (1. MRI)

12:10 PM - 12:25 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 小口径配管のブラスト除染装置のメカニズムに関する基礎研究（その 4）

Fundamental Study on Mechanism of Blasting Decontamination Device for Small Diameter Pipe (Part 4)

*甲斐 晟豪[1]，池田 遼[1]，高橋 秀治[1]，谷口 隼人[2]，川島 彰彦[2]，高橋 浩[3]，神坐 圭介[4]，
木倉 宏成[1]
[1]東京工業大学，[2]新東工業株式会社，[3]富士古河 E&C 株式会社，[4]富士電機株式会社

原子炉廃止措置における小口径配管の乾式ブラスト除染装置において，ブラスト研磨機の除染特性を調査するため，模擬汚染体を用いた模擬除染試験を行い，粒子に埋没した試料の除染効果を計測したのでこれを報告する．

**キーワード：廃止措置，小口径配管，ブラスト研磨，除染**

## 1. はじめに

新型転換炉「ふげん」の廃止措置において，小口径配管にバレル研磨機とショットブラストを複合した乾式のブラスト除染装置を使用することで，輪切り切断の状態で線量が低下することが確認されている[1]．本報では除染装置のメカニズムを調査するため，金属平板を用いた擬除染試験を行った結果について報告する．



図 1 ブラスト研磨機

## 2. 実験方法と条件

試験には図 1 に示すインペラー式のショットブラスト研磨機を使用した．模擬試料として，金属平板（25×5×25 mm）を用いた．使用粒子は新東工業製の球形（SB-5）を使用した．ブラスト試験機は投射距離 400 mm，速度 64m/s で平板を投射角と垂直に設置し，投射粒子内に埋没させた状態で試験を行った．金属平板の質量減少量を計測し，除染効果として評価した．

## 3.結果と考察

試験結果を図 2 に示す．測定結果から埋没深さが深くなるほど，質量変化率の減少値は少なくなった．ショットブラストによる除染効果を高めるためには，粒子を攪拌し汚染体を堆積している粒子の表層に出すことが必要であることがわかる．一方で，深さが 10 mm の場合に粒子を 20 s 投射した後，平板の上に堆積していた粒子が消失していた．ブラストによる粒子の投射は，金属試料の除染のほかに，埋没した試料を表出させる効果があると考えられるが，今後更なる調査が必要である．

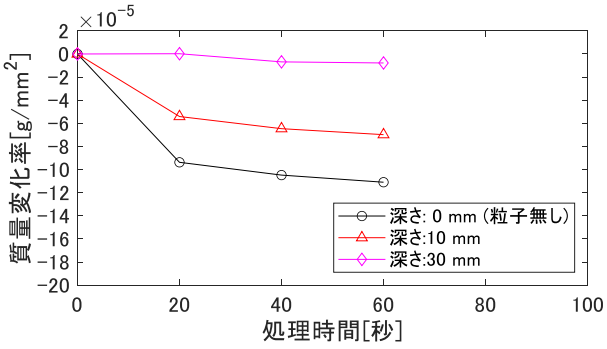



図 2　埋没試料の研磨による質量変化率

## 4. まとめ

乾式除染装置のメカニズム解明に向けて，ブラスト研磨機を単独で稼働させ，埋没した金属平板に対する模擬除染試験を行った．その結果，埋没している平板に対してはブラスト研磨の効果が低くなることが確認できた．今後は模擬放射性汚染試料を用いた除染効果測定の結果等と比較して，さらなる調査を行う予定である．

## 参考文献

[1] 土田大輔，高橋浩，『小口径配管廃棄物の内面除染方法の開発』，日本原子力学会 2016 年秋の大会 2C15，2016.

*Seigo Kai[1], Ryo Ikeda[1], Hideharu Takahashi[1], Hayato Taniguchi[2], Akihiko Kawashima[2], Hiroshi Takahashi[3], Keisuke Jinza[4]and Hiroshige Kikura[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Shintokogio Ltd., [3]Fuji Furukawa Engineering & Construction Co.Ltd., [4]Fuji Electric Co., Ltd.

# モンテカルロコードを用いた放射化量評価のための炉心体系の簡易化検討

Simplification of geometry in reactor core for activation estimation using Monte Carlo code

*能任 琢真[1]，木下 哲一[1]，小迫 和明[1]，中島 均[1]，佐々木 勇気[1]，鳥居 和敬[1]，
大槻 勤[2]，稲垣 誠[2]，関本 俊[2]
[1]清水建設，[2]京大複合研

原子力発電所の廃止措置時に炉心付近の放射化量を正確に推定するために、計算体系に由来する放射化量への影響を検討した。京都大学複合原子力科学研究所の研究用原子炉内（以下、京大炉）にて標準物質に中性子を照射して得られた比放射能の実測値と、モンテカルロ計算により得られた中性子フラックスを使った放射化計算の結果を比較した。この際、モンテカルロ計算の炉心体系を段階的に簡易化し、影響を評価した。

**キーワード**：廃止措置，放射化，シミュレーション，簡易モデル

## 1. 緒言

原子力発電所の廃止措置時における放射性廃棄物処理においては、特に炉心近傍放射化量を適正に評価することが重要である。当グループでは生体遮蔽等のコンクリートに着目し、これまでに、液体標準試料を乾燥させた試料を使い、京大炉の炉心内照射ポートにおける中性子照射による放射化量を実測し、シミュレーション結果と比較・評価した[1]。今回新たに、粉体状の標準物質の比放射能量と、炉心体系を簡易化したシミュレーション結果について評価した。

## 2. 実験及びシミュレーション

1MW 運転中の京大炉の Pn-2 照射ポートにて、地球科学標準物質 JCFA-1、JSl-1、JG-3 を 4 時間中性子照射した。約 1 か月後に HPGe 半導体検出器を用いて生成放射能を定量し、$^{46}$Sc/Sc、$^{54}$Mn/Fe、$^{59}$Fe/Fe、$^{60}$Co/Co、$^{134}$Cs/Cs、$^{152}$Eu/Eu、$^{154}$Eu/Eu、$^{160}$Tb/Tb の比放射能(Bq/g)を求めた。シミュレーションでは、モンテカルロ計算コード MCNP5 を使用し、試料の照射位置における中性子フラックスを求めた。この際、炉心を詳細に再現した体系 A と、燃料と被覆および周囲の水を段階的に均一化した 3 種類の簡易体系 B～D を用いた（図 1）。モンテカルロ計算から得られた中性子フラックスを用いて、ORIGEN-S(SCALE6.2)により得られた比放射能の計算値と実測値と比較したところ、体系 A の計算値と実測値の平均値との比較では、$^{46}$Sc/Sc が 20%過大評価、$^{60}$Co/Co と $^{160}$Tb/Tb が 10%程過大評価となったが、他は誤差の範囲内で一致した。また、体系 A と体系 B～D の計算値は 4%以内で一致した（図 2）。

## 3. 結論

コンクリート中の主要生成核種である $^{60}$Co、$^{152,154}$Eu は比放射能の実測値と詳細体系の計算値において約 10%以内で一致し、また詳細体系と簡易体系の比較では 4%以内で一致した。今後、ボイド率による放射化の影響を評価する。

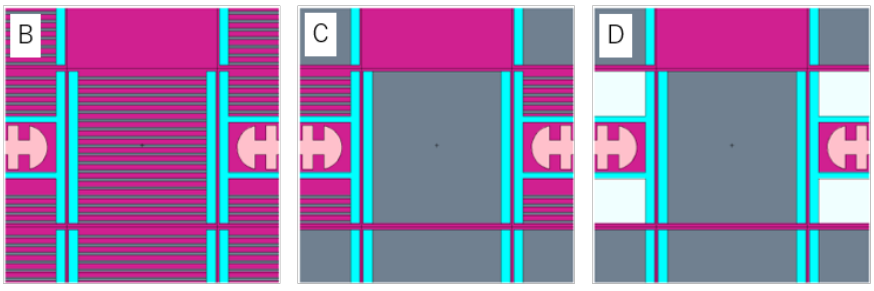



図 1 制御棒近傍の簡易炉心体系平断面図（体系 B～D）

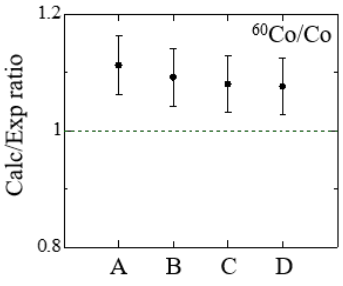



図 2 実測値と体系毎の計算値の比較 ($^{60}$Co/Co)

## 参考文献

[1] 能任琢真,他, 廃止措置時の放射化放射能量評価 (2) モンテカルロ計算を用いた放射化精度検証, 2018 年秋の大会予稿集, 1F02, 原子力学会, 2018

*Takuma Noto[1], Norikazu Kinoshita[1], Kazuaki Kosako[1], Hitoshi Nakashima[1], Yuki Sasaki[1], Kazuyuki Torii[1], Tsutomu Ohtsuki[2], Makoto Inagaki[2], Shun Sekimoto[2]
[1]Shimizu., [2]KURNS

# 原子力発電所の廃止措置における
# 放射性廃棄物処理の工程遅延に係るリスク分析

Risk Analysis on Schedule Slip of Radioactive Waste Treatment for Decommissioning Nuclear Power Plant

*石黒 達郎[1]，田中 貴史[1]，津原 裕生[1]，柳原 敏[2]
[1]株式会社 関電パワーテック，[2]福井大学

原子力発電所の廃止措置で発生する放射性廃棄物の処理作業は、廃止措置工程を遅滞なく実施する上で重要な課題である。そこで、リスクマトリクス法を用いて放射性廃棄物処理における工程遅延リスクの分析・評価を実施した。

**キーワード**：廃止措置，放射性廃棄物，廃棄物処理，プロジェクト管理，リスク分析

## 1. 緒言

原子力発電所の廃止措置は数十年に及ぶ計画であり、一つの作業の工程遅延が後工程に影響を与えて遅延が積み重なることで、計画全体の工程遅延に繋がる危険性がある。このため、工程の細部を把握し、遅延のリスクを分析しておくことが重要である。そこで、リスクマトリクス法を用いて工程遅延に係るリスクの分析・評価を行い、対策を検討した。

## 2. 検討方法

本研究では、建物から建物への廃棄物輸送(建屋外運搬)、建物内での廃棄物輸送(建屋内運搬)、廃棄物の切断と表面汚染検査(前処理)、廃棄物の放射能濃度測定(検査)の 4 つを放射性廃棄物の処理作業工程とし、作業の不確実性を考慮した各工程の作業日数を試算した。この日数を超える可能性のある事象を工程遅延リスクと捉え、起こり得る事象を抽出した。次に、事象の発生確率と影響の大きさに応じて点数を付け、マトリクスに割り付けた。さらに、2 つの点数を乗じた値をリスクレベルとして評価した。評価したリスクレベルを「対策要」「必要に応じて対策」「対策不要」の 3 つに分類して対策を検討し、対策後のリスクレベルを同様の手順で評価した。

## 3. 結果と考察

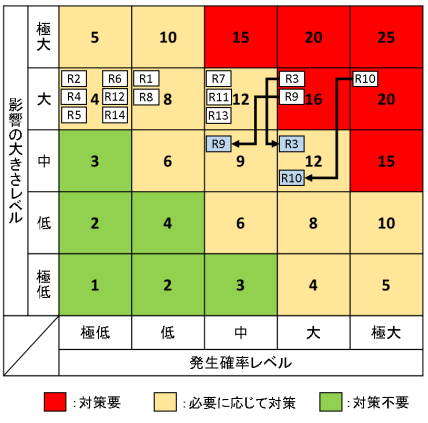
抽出した事象とリスクレベルを表 1 に、リスクマトリクスを表 2 に示す。14 個の事象を抽出して評価した結果、リスクレベルの合計は 128 となった。特にリスクレベルの高い R3、R9、R10 の対策として、それぞれ「密収納による保管容器発生量の低減」、「既保管廃棄物の切断減容による保管スペースの拡充」、「新たな保管場所の確保」などを検討することによって、表 2 のとおりリスクレベルを低減することができた。他の事象も同様に対策を検討して再評価した結果、リスクレベルの合計は 128 から 77 となり、リスクレベルを低減することができた。この手法を用いることで、リスクの大きさを可視化することができ、リスクレベルに応じた対策を検討してリスクレベルの低減を図ることができる。ただし、より精確な作業計画策定のためには、リスク対策にかかる費用、対策作業にかかる期間とその作業が全体工程に与える影響、さらに費用対効果も含めた対策の実現性などについて検討する必要があると考えられる。

表 1 工程遅延が予想される事象とリスクレベル

| No. | 予想される事象 | 発生頻度 | 影響度 | リスクレベル |
|---|---|---|---|---|
| R1 | 想定以上の廃棄物発生により、処理日数が増加しCL作業工程の遅延およびCL作業費用が増加する。 | 2 | 4 | 8 |
| R2 | 想定していないレベル区分（L1、L2）の廃棄物が発生し、保管場所が逼迫しCL作業を一時中断する。 | 1 | 4 | 4 |
| R3 | 想定外の工事発生により廃棄物量が増加し、保管場所が逼迫して作業を一時中断する。 | 4 | 4 | 16 |
| R4 | 国の確認検査の長期化により、未搬出廃棄体で保管場所が逼迫し、CL作業を中断する。 | 1 | 4 | 4 |
| R5 | 設備設置予定場所の機器解体工事の遅延により、設備設置時期が遅れてCL作業工程が遅延する。 | 1 | 4 | 4 |
| R6 | CL関連設備の製作が予定通りにいかず、設備設置時期が遅れてCL作業工程が遅延する。 | 1 | 4 | 4 |
| R7 | CL処理能力の見積不足により、処理日数が増加してCL作業工程の遅延およびCL作業費用が増加する。 | 3 | 4 | 12 |
| R8 | CL関連設備のトラブルにより、CL作業を中断する。 | 2 | 4 | 8 |
| R9 | CL確認作業長期化により廃棄物量が増加し、保管場所が逼迫して他作業を一時中断する。 | 4 | 4 | 16 |
| R10 | CL搬出先が見つからずCL搬出物が滞留し、保管場所が逼迫して作業を中断する。 | 5 | 4 | 20 |
| R11 | 想定よりもCL申請認可に時間を要し、CL作業開始が遅れてCL作業工程が遅延する。 | 3 | 4 | 12 |
| R12 | 想定したCL作業人数を確保できず、処理日数が増加してCL作業工程の遅延およびCL作業費用が増加する。 | 1 | 4 | 4 |
| R13 | 想定したCL作業人数では足らず、処理日数が増加してCL作業工程の遅延およびCL作業費用が増加する。 | 3 | 4 | 12 |
| R14 | CL容器収納率の見積不足により保管容器数が増加し、保管場所が逼迫してCL作業を中断する。 | 1 | 4 | 4 |

発生頻度・影響度・・・極大：5　大：4　中：3　低：2　極低：1

表 2 リスクマトリクス




## 4. まとめ

リスクマトリクス法によるリスク分析及びリスク評価は、廃止措置計画におけるリスクの把握と、計画に対する工程遅延の予測に有効な手法であることが分かった。今後、この手法を用いて精確な作業計画策定を予定している。

* Tatsuro Ishikuro[1], Takashi Tanaka[1], Yuuki Tsuhara[1] and Satoshi Yanagihara[2]
[1]Kanden Power-Tech Corporation, [2]University of Fukui.

# 商業用原子力発電所の安全・合理的な廃止措置の実現に向けた課題整理と解決方針（案）に関する研究

Research on Issues and Solution Ideas for Safe and Rational Decommissioning of Commercial Nuclear Power Plants

*小野寺　将規[1],江藤　淳二[1],末永　知晃[1],柳川　玄永[1],鈴木　浩[1]

[1]三菱総合研究所

廃止措置の安全かつ合理的な遂行を妨げうる課題の特定とその解決を目的として、原子力産業界（電気事業者、メーカー、ゼネコン等）、立地地域、有識者等多種多様な廃止措置に関わるステークホルダーへのヒアリング等を通じて得られた、商業用原子力発電所の廃止措置に係る業界横断的な課題の抽出、およびその解決方針（案）の検討結果を提案する。

**キーワード：Decommissioning, Radioactive Waste, Clearance, Local government**

## 1. 緒言

わが国では計 18 基（福島第一原子力発電所 1～6 号機を除く）の原子力発電プラントの廃止措置が決定・遂行中であり、廃止措置に係る多種多様なステークホルダーを含めた原子力産業全体として、廃止措置の安全かつ合理的な遂行を妨げうる課題の特定とその解決が急務となっている。本研究では、課題の特定とその共有、課題の解決方針（案）の検討を実施した。

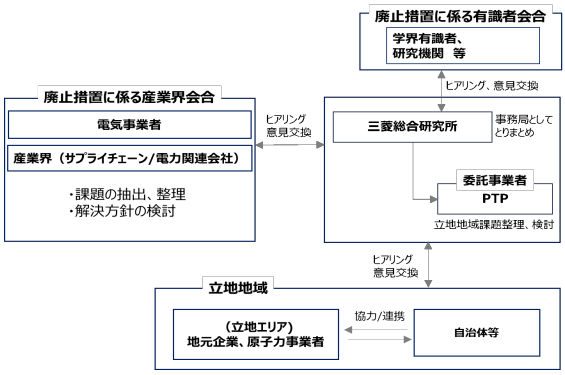



Fig.1 本研究の実施スキーム

## 2. 実験

Figure.1 に本研究の実施スキームを示す。著者らは、電気事業者を始めとした原子力産業界や立地地域、有識者等の意見の取りまとめ役（事務局）として、ヒアリング・意見交換を通じた廃止措置に係る業界横断的な課題の抽出・解決方針（案）の検討を実施した。

## 3. 結果・考察

廃棄物処理処分といった既存の課題に加え、複数基の同時廃炉による作業上の懸念、多様なステークホルダー間での安全に関する認識ギャップの存在等、これまで顕在化していない新たな課題を抽出し、ステークホルダー間で課題を共有することができた。こうした多様な課題を解決するための方針（案）としては、多数の廃止措置を安全かつ合理的に実施すべく、業界大での廃止措置の安全の考え方のとりまとめ・リスクの見える化定量化、廃棄物処理処分の在り方の検討、業界連携の促進による効率的な課題の解決・ナレッジマネジメント等を進めていくことが重要である。

本調査研究は、経済産業省資源エネルギー庁の「令和２年度原子力産業基盤強化事業委託費」として行われたものである。また、本稿は著者の意見を表明したものであり、必ずしも資源エネルギー庁の見解を反映したものではない。

**参考文献**

[1]　日本原子力学会標準、原子力施設の廃止措置の実施 (2011)

[2]　山内豊明、第 33 回原子力委員会資料第 3 号、日本の原子力発電所廃止措置の現状と課題について～安全かつ効率的な廃止措置に向けて～

*Masaki Onodera[1], Junji Eto[1],Tomoaki Suenaga[1], Harunaga Yanagawa[1] and Hiroshi Suzuki[1]

[1]Mitsubishi Research Institute, Inc.

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

# [3D01-02] Debris Behavior

chair: Shinichiro Yamashita (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 9:30 AM - 10:10 AM Room D

## [3D01] Evaluation on thermodynamic properies of Cs-B-O compounds using DFT calculations

*Chikashi Suzuki[1] (1. JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

## [3D02] Investigation of the microstructure and mechanical property of Zr-SUS-$B_4C$ model debris

*Huilong Yang[1], Kenta Murakaki[1], Syo Kano[1], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo)

9:45 AM - 10:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# DFT 計算による Cs-B-O 系化合物の熱力学特性評価

Evaluation on thermodynamic properties of Cs-B-O compounds using DFT calculations

*鈴木　知史[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

軽水炉過酷事故において、BWR 制御材であるホウ素(B)はセシウム(Cs)と化学反応を生じて Cs-B-O 系化合物が形成され Cs の化学挙動に影響を与える可能性が示されている。そこで、SA 時の Cs 化学挙動の基礎的理解のため、Cs-B-O 系化合物の熱力学特性を DFT 計算と格子振動計算により評価した。

**キーワード：**ホウ素，DFT 計算，熱力学特性

## 1. 緒言

軽水炉過酷事故時のソースターム評価精度向上や福島第一原発炉内の核分裂生成物(FP)の挙動評価のための基礎知見の拡充に資するため、セシウム(Cs)等の放出移行に影響を与える FP の化学挙動を評価しモデル化するための基礎基盤研究を実施している。この中で BWR 制御材であるホウ素(B)は、Cs と化学反応を生じて Cs-B-O 系化合物が形成され Cs の化学挙動に影響を与える可能性が示されているものの[1]、その知見は僅少である。そこで、Cs-B-O 系化合物として $CsB_5O_8$ について、DFT 計算と格子振動計算により熱力学特性の評価を行った。

## 2. 評価手法

$CsB_5O_8$ の DFT 計算には Vienna Ab-initio Simulation Package (VASP) [2]を用いた。また、熱力学特性を評価するための格子振動計算には Phonopy [3]を用いた。格子振動計算は、$CsB_5O_8$ の 2×2×2 のスーパーセルを用いた DFT 計算から直接法により行った。このような DFT 計算と格子振動計算について格子定数を–5 %～10 %として計算した結果を用いて、擬調和振動子近似により $CsB_5O_8$ の熱力学特性を計算した。

## 3. 結果

まず、$CsB_5O_8$ の格子振動計算の結果としてフォノン状態密度を図 1 に示す。図 1 より格子振動の周波数の虚数成分がほぼないことから、最安定構造により適切に格子振動計算が行われたことを確認した。次に、擬調和振動子近似により計算した熱力学特性として $CsB_5O_8$ の定圧モル比熱と定積モル比熱を図 2 示す。このように非経験的な手法によって、これまで測定されていなかった $CsB_5O_8$ の熱力学特性を計算することができた。また、定圧モル比熱の方が大きく、熱膨張の効果を取り込んだ計算ができていることを確認した。

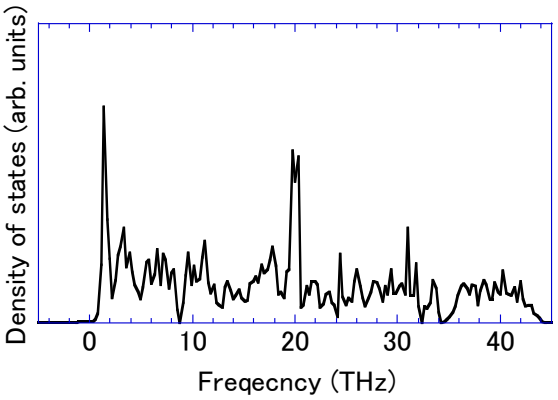



図 1 $CsB_5O_8$ のフォノン状態密度

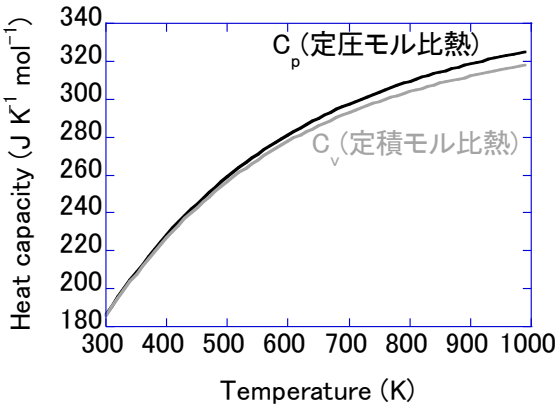



図 2 $CsB_5O_8$ の定圧モル比熱と定積モル比熱

## 参考文献

[1] T. Haste, et al., Annals Nucl. Energ. 61 (2013) 102.

[2] G. Kresse and J. Hafner, Phys. Rev. B47 (1993) 558.

[3] A. Togo, F. Oba, and I. Tanaka, Phys. Rev. B78 (2008) 134106

*Chikashi Suzuki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# Zr-SUS-$B_4C$ 系模擬デブリの微細組織と機械特性の評価

Investigation of the microstructure and mechanical property of Zr-SUS-$B_4C$ model debris

*楊 会龍[1]，村上　健太[1]，叶野　翔[1]，阿部　弘亨[1]

[1]東京大学

1F 燃料デブリの安全な取り出しに向けて、炉内材料のジルコニウムやステンレス鋼、$B_4C$ によって構成される金属系デブリを想定し、デブリの事故時ならびに、冷温停止状態、取り出し中に生じる金属系デブリの特性変化や割れの描像を明らかにすることを研究目的とした。本発表では、金属物質比を制御した金属系デブリを高周波加熱溶解法によって作製し、材料中での相構成、微細組織と機械特性を評価し、各構成相の硬さやヤング率等のデータベースの作成に向けた研究進捗について報告する。

**キーワード：**1F 廃炉，模擬金属デブリ、微細組織、機械特性

## 1. 緒言

1F 燃料デブリは事故発生から 10 年以上が経過し、最終的な廃棄処理への保管までには、さらに数十年の歳月が必要であり、この当該期間において、燃料デブリでの特性変化が想定され、そして廃炉の工程や手段に影響を及ぼす可能性があると予測される。本研究では、酸化や水素吸収による劣化モデルを構築し、材料科学の視点から燃料デブリにおける環境劣化因子の変化に伴う構成物の特性変化を評価し、環境加速割れに関する系統的な調査を通し、特性変化と割れの相関を明らかにすることを目的とする。これらの成果は、燃料デブリの状態をより精確に把握するために有用な知見を与えると考えている。本発表では、具体的に 1F の炉内材料を想定し、金属系混合物を模擬デブリとして作製する、模擬デブリの微細組織および機械特性を評価し、さらに、組成、微細組織、と機械特性との相関性を解明することを研究目的とした。

## 2. 実験方法

模擬デブリとして、SS-Zr（25%：75%；50%：50%）と SS-Zr-$B_4C$（23.75%：71.25%：5%；47.5%：47.5%：5%）の 4 種類の金属系デブリを高周波加熱溶解方法により作製した。これらの模擬デブリの相構成と微細構造は、X 線回折（XRD）と走査型電子顕微鏡-エネルギー分散型 X 線分光法（SEM-EDS）によって調べた。機械的特性は、ビッカース硬さとナノインデンテーション試験によって評価した。

## 3. 結論

XRD と SEM-EDS 分析結果より、SS-Zr（25%：75%）試料は Zr、$Zr_3$（Fe, Ni）、$Zr_2$（Fe, Cr, Mo）、および Zr（Fe, Cr, Mo）$_2$の 4 つの相を含むのに対し、5%の $B_4C$ を添加すると、上記 4 つの相以外に、$ZrB_2$ と ZrC の構造相も新たに生成することが明らかになった。SS-Zr（25 %：75 %）および S SS-Zr-B4C（23.75 %：71.25 %：5 %）模擬デブリのビッカース硬さはそれぞれ 490 および 766 であり、$B_4C$ 添加により、硬さが大幅に増加することも確認された。ナノインデンテーション試験と SEM-EDS 分析を結合して、各構成相のナノ硬さ、ヤング率等の機械特性の評価は適切に行われた。SS-Zr-$B_4C$ 系試料の硬さが高いのは、$ZrB_2$ と ZrC の硬質相の存在によるものである。

---

*Huilong Yang[1], Kenta Murakami[1], Sho Kano[1], and Hiroaki Abe[1]

[1]Tokyo Univ.

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

# [3D03-08] Irradiation Effect

chair: Naoyuki Hashimoto (Hokkaido Univ.)
Fri. Sep 10, 2021 10:10 AM - 11:55 AM Room D

## [3D03] Diffusivity of Nickel in Fe under 3MeV Fe Irradiation at 673K Studied by Atom Probe Tomography

*Xinrun Chen[1], Phongsakorn Park Tom[1], Ba Vu Chinh Nguyen[1], Kenta Murakami[1,2] (1. Nagaoka Univ. of Tech., 2. UTokyo)
10:10 AM - 10:25 AM

## [3D04] Atom probe tomography analysis of anisotropic distribution of solute elements (Mn, Ni)on irradiated Fe - based model alloy

*Ba Vu Chinh Nguyen[1], Kenta Murakami[2,1], Liang Chen[3], Phongsakorn Prak Tom[1] (1. Nagaoka University of Technology, 2. The University of Tokyo, 3. Shianghai Jiao Tong University)
10:25 AM - 10:40 AM

## [3D05] Synergistic Effects of Irradiation Flux and Alloy Composition on Point Defect Behaviors by Tracking Loop Nucleation and Growth

*Dongyue Chen[1], Kenta Murakami[1], Huilong Yang[1], Liang Chen[2], Hiroaki Abe[1], Naoto Sekimura[1] (1. UTokyo, 2. Shanghai Jiao Tong University)
10:40 AM - 10:55 AM

## [3D06] Study of irradiation hardening mechanism due to solute atom cluster in a SUS steel

*Ken-ichi Fukumoto[1], Takaaki Mabuchi[1], Katsuhiko Fujii[2] (1. RINE/Univ. of Fukui, 2. INSS)
10:55 AM - 11:10 AM

## [3D07] Rate theory analysis of material damage process under neutron irradiation

*Liangfan Zhu[1], Kazunori Morishita[1], Yoshiyuki Watanabe[2] (1. Kyoto Univ., 2. QST)
11:10 AM - 11:25 AM

## [3D08] Molecular dynamics evaluation of the irradiation effects on nano-scale crack propagation

*Tatsuya Toyoda[1], Xiaoyong Ruan[1,2], Kazunori Morishita[1], Kiyohiro Yabuuchi[1] (1. Kyoto Univ., 2. QST)
11:25 AM - 11:40 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# Diffusivity of Nickel in Fe under 3MeV Fe Irradiation at 673K Studied by Atom Probe Tomography

*XINRUN CHEN[1], Phongsakorn Park Tom[1], Ba Vu Chinh NGUYEN[1], Kenta Murakami[1,2]

[1]Nagaoka University of Technology, [2]University of Tokyo

For the development of Mn-Ni-Si clustering model in reactor pressure vessels (RPVs), nickel films on iron based alloy were irradiated by 2.8 MeV Fe ions at various temperatures and the depth distribution of Ni atoms was measured using atom probe tomography (APT). The diffusion coefficient of Ni into Fe at 673K under $10^{-4}$ dpa/s of Fe irradiation was estimated to be $8.1\times10^{-15}$ $cm^2/s$, which is larger than the estimation from thermal diffusion.

**Keywords:** Diffusivity, RPV, Irradiation, APT

## 1. Introduction

It is known that, in highly-irradiated RPVs, the embrittlement effect can be caused by nm-scale precipitates of solute Ni, Mn and Si generally called MNS clusters. Hence, the development behavior of MNS clusters is essential for the irradiation embrittlement prediction model. The migrations of Mn, Ni and Si atoms under irradiation are essential to the formation mechanism of Mn-Ni-Si clusters. In order to develop the clustering model, diffusion information of Ni are essential. However, the data of diffusion coefficients of Ni into Fe at the temperature close to reactor operation temperature (near 573K) is insufficient. In addition, the information of the effect of irradiation in Ni diffusion is insufficient. Since APT technique has enabled the quantitative evaluation of concentration distribution even for short-range diffusion of a few hundred nanometers [1], here a measurement method which consists of ion-irradiation enhancing and APT technique to measure the diffusion coefficients of Ni at low temperature was adopted.

## 2. Experimental

0.5um Ni film on iron based alloys are prepared using electroplating technique. Then 2.8MeV $Fe^{2+}$ ion irradiation was performed to the center around $8\times6mm^2$ area of Ni film with pure iron substrate at 473, 573 and 673 K, respectively. The dose and the dose rate of irradiation simulated by Stopping and Range of Ions in Matter (SRIM) is 0.3 dpa and $10^{-4}$ dpa/s, respectively.

The measurement of concentration distribution of irradiated specimens were performed using ultraviolet (UV) laser-assisted local-electrode atom probe and the data reconstruction was performed by the analysis software of APT (IVAS 3.8.0), as illustrated in Fig.1. The reconstructed results of concentration distribution of Ni were fitted by error function deduced from Fick's second law.

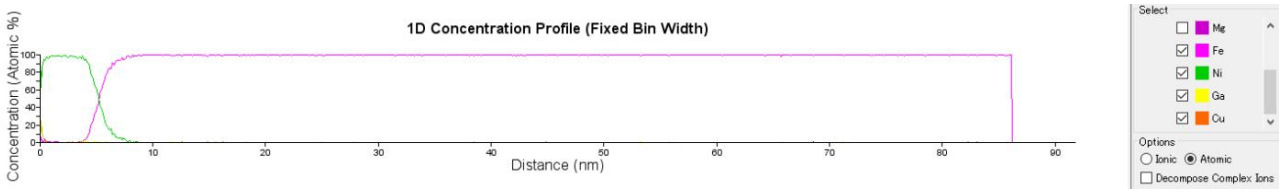



Fig. 1 Concentration distribution of Ni diffusion into Fe by IVAS 3.8.0

## 3. Results and discussion

In this study, the diffusion coefficient of Ni into Fe at 673K under irradiation is $8.1\times10^{-15}$ $cm^2/s$. Comparing to the extrapolation of data acquired at high temperature [2], the effect of irradiation in the enhancing of diffusion is significant.

## References

[1] Shimodaira M., *et. al.*, Materials Transactions 56 (2014) 1513-1516.

[2] Hirano, K., *et. al.*, Acta Metall. 9 (1961) 440–445.

# Atom probe tomography analysis of anisotropic distribution of solute elements (Mn, Ni) on irradiated Fe-based model alloy

*Nguyen Ba Vu Chinh[1], Murakami Kenta[1,2], Phongsakorn Prak Tom[1] and Chen Liang[3]

[1]Nagaoka University of Technology, [2]The University of Tokyo, [3]Shianghai Jiao Tong University

Abstract

Atom probe tomography (APT) results show that Mn and Ni atoms in irradiated Fe-based model alloy are distributed close to the habit planes of interstitial loop, <111> and <100> plane families. This anisotropic distribution may be considered as a proof of irradiation induced segregation of solute atoms to the dislocation loops.

**Keywords:** ion irradiation, atom probe tomography, solute elements, orientation calculation, dislocation loop decoration.

## 1. Introduction

Mn and Ni-rich precipitates (MNP) is a critical concern in the embrittlement of reactor pressure vessel (RPV) materials. Numerous studies have observed MNPs in irradiated RPV steels. Meslin [1] has reported that the distribution of solute atoms was heterogeneously precipitated on the planar object, suggesting a dislocation loop or a grain boundary. To clarify this anisotropic distribution of solute, the orientation of plane, on which solute elements distributed, is identified.

## 2. APT analysis

Fe-1.4Mn-0.6Ni (wt.%) model alloy was irradiated by 2.8 MeV $Fe^{2+}$ ions at 400 $^0$C up to 2 dpa. APT measurements were conducted using the LEAP3000XHR. Reconstruction parameters were carefully selected to optimize the length of z-axis. Based on the coordinates of the polar points from field ion microscope (FIM) image, crystal orientation of specimen in z-direction was determined.

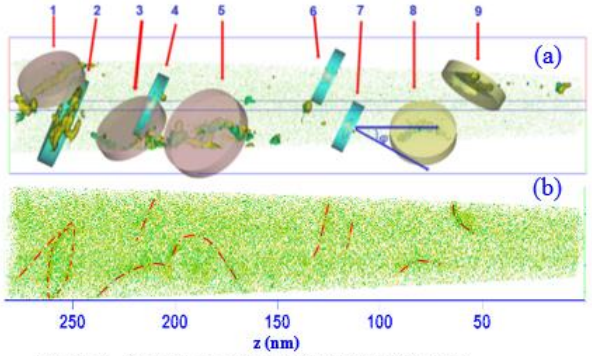



Figure 1. Atom map of irradiated FeMnNi alloy
(a) angle φ of solute enriched plane with z- axis
(b) dislocation line in 3D-AP

From 3-dimensional APT image, the angle φ of solute enriched plane with z-axis was measured as shown in Figure 1 (a). At the same time, theoretical calculation of the inter-planar angles φ' between <111> and <100> family orientations and z-direction was done. The matching of φ and φ' was recognized that the solute clusters are segregated to two types of habit planes of dislocation loop in bcc structure. Considered the dislocation line as a part of dislocation loops as shown in Figure 1(b), the number density of dislocation loop was calculated. The order of $10^{21}$ ($m^{-3}$) in number density of dislocation loop is similar with our work using TEM observation. This is an addition evidence that anisotropic distribution of solute elements in bcc Fe alloy is decorated along with the dislocation loop.

## 3. Conclusion

Irradiation induced segregation of solute atoms (Mn and Ni) to both types of habit planes of dislocation loop, <111> and <100> has been confirmed by applying pole figure analysis as well as geometrical calculation.

## References

[1] Meslin E., *et. al.*, Acta Materialia 61 (2013) 6246–6254.

# Synergistic Effects of Irradiation Flux and Alloy Composition on Point Defect Behaviors by Tracking Loop Nucleation and Growth

*Dongyue CHEN[1], Kenta MURAKAMI[1], Huilong YANG[1], Liang CHEN[2],
Hiroaki ABE[1], Naoto SEKIMURA[1]
1 The University of Tokyo, 2 Shanghai Jiao Tong University

**Abstract (approx. 55words)**: Combined irradiation method was utilized to differentiate the nucleation, growth, and shrinkage of dislocation loops at different irradiation fluxes. The different behavior of interstitials at different fluxes was found to be the major contributor to the different microstructure. Si addition may have reduced the difference between the low-flux and high-flux irradiation.

**Keywords:** stainless steel, combined irradiation, flux effects.

## 1. Introduction

Flux effects are directly related to the behaviors of point defects, which are difficult to be observed experimentally. And flux effects are connected to almost all the factors in irradiation, making it more complicated to analyze. In this study, we used combined irradiation method to differentiate the nucleation, growth, and shrinkage of dislocation loops at different irradiation fluxes, and we tracked the evolution of those loops to reflect the behaviors of point defects. The composition of Si was tuned in the stainless steel, because Si can largely alter the diffusion behaviors of interstitials and vacancies.

## 2. Experimental

316L stainless steel model alloys (LS specimen with no Si and BA specimen with 0.42wt.% Si) were used. Bulk specimens were first irradiated at 450˚C to create sparsely-distributed dislocation loops. Transmission electron microscopy (TEM) was conducted on the foil specimens extracted from the irradiated bulk specimen. Then, the TEM foils were further irradiated by 1 MeV $Fe^{2+}$ at 400˚C at different fluxes to reach 0.2 dpa. The irradiation time was 13560 s for the low-flux case and was 260 – 270 s for the high-flux case.

## 3. Results and discussion

For the LS specimens, the growth of the resized defects was more distinct at lower flux during the second irradiation (Fig. 1(a), (b)). In contrast, the number density of the nucleated defects was significantly larger at higher flux (Fig. 1(c), (d)). This was attributed to the long-range diffusion of interstitials at lower flux. However, such differences between the two fluxes may have been partly cancelled out by the addition of Si (Fig. 1(e) – (h)). Hardie et al. also reported the defect pinning effect of Cr in suppressing the differences between fluxes in Fe–Cr alloys [1], which is similar to the Si effect in our case.

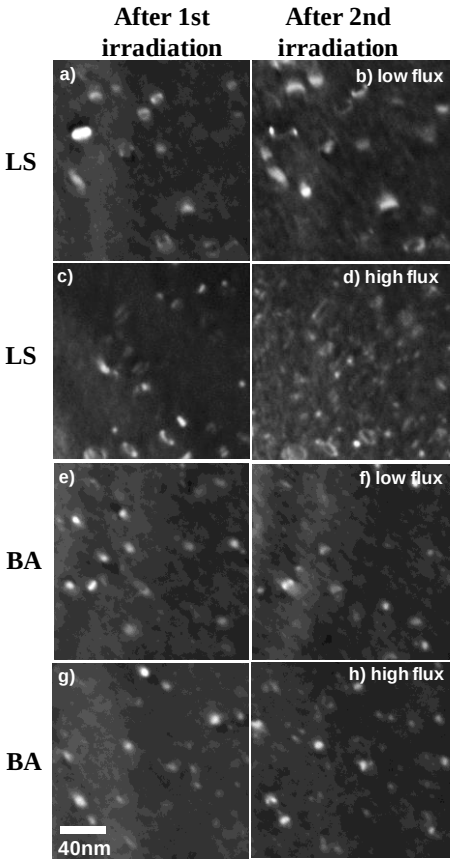



Fig. 1 Typical dark-field images of the LS and BA foils after the first irradiation and second irradiation.

## References

[1] C.D. Hardie, C.A. Williams, S. Xu, S.G. Roberts, J Nucl Mater 439(1-3) (2013) 33-40.

# イオン照射によるステンレス鋼中の溶質原子クラスターによる照射硬化機構の検討

Study of irradiation hardening mechanism due to solute atom cluster in a SUS steel

*福元謙一[1]　馬渕貴魁彰[1]　藤井克彦[2]

[1]福井大原子力研　[2]INSS

イオン照射したオーステナイト系ステンレス鋼モデル合金に超微小硬度試験および TEM、APT 観察を行い、Ni-Si クラスターおよびフランクループに偏析する Ni-Si の照射硬化に対する影響の評価を行った。

**キーワード：APT、TEM、照射硬化、整合析出強化モデル**

## 1. 背景と目的

過去の研究において、イオン照射したステンレス鋼モデル合金中に形成された溶質原子クラスター（SC）である Ni-Si クラスターやマトリックス欠陥であるブラックドット（BD）やフランクループ（FL）等の微細組織と超微小硬度測定による照射硬化量について、等時焼鈍実験による損傷組織と硬さの相関について検討を行い、焼鈍回復による組織・強度変化から、各種欠陥の障害物強度因子を求めた。その結果 Ni-Si クラスターが弱い障害物因子を持つ事が明らかになった。本発表ではその障害物強度因子について検討し、整合析出物粒子の強化理論を用いて強化機構について検討する。

## 2. 実験方法

試料には、Fe-17Cr-12Ni-0.96Si 合金を用いた。表面研磨・溶体化処理後、京都大学エネルギー理工研 DuET 施設にて $Fe^{3+}$イオンを加速電圧 6.2MeV、200℃の条件で最大 6.7dpa 照射した。照射後 250℃～550℃で 50℃ごとに 0.5h の照射後焼鈍を実施した。TEM・APT 観察から等時焼鈍実験による損傷組織と硬さの相関について検討を行い、焼鈍回復による組織・強度変化から、各種欠陥の障害物強度因子を求めた。

## 3. 結果

TEM 観察および APT 観察より得られた BD と FL、SC の直径と密度の結果から分散粒子強度モデルの式（オロワン式）を用いてそれぞれの硬化量を求め、最小二乗法より $\alpha_{sc}$ を算出した。降伏強度は超微小硬さ試験の結果より換算を行った。この際すべての照射欠陥は短距離相互作用による障害物と仮定して二乗和平方根で計算した結果、$\alpha_{sc}=0.029$ であった。一方、溶質原子クラスターがきわめて弱い障害物であることから BD や FL とは異なる硬化機構として独立に寄与する場合には累積和で計算され、$\alpha_{sc}=0.014$ と求められた。いずれにおいても溶質原子クラスターの硬化寄与は BD や FL の 10 分の 1 程度であり弱い障害物であることが示された。またマクロな硬化寄与として NiSi クラスターの寄与は照射後～450℃焼鈍では硬化量全体の約 5 割を占めた。

弱い障害物強度因子であることから、整合析出強化モデルを用いた評価に適用できるか検討を行った。整合析出物強化機構モデルにおいて整合析出物によるせん断応力増加は次式で示される。

$$\Delta\tau \simeq 3\mu|\varepsilon|^{3/2}\sqrt{Rf/b}$$

ここで $\mu$ は剛性率、b はバーガーズベクトル、$\varepsilon$ は整合粒子と母相のミスフィットパラメーター、R と $f$ は整合析出物の直径と体積率を表す。溶質クラスターによる硬化寄与分が整合析出物によるせん断応力増加であるとして計算すると、二乗和平方根の短距離相互作用障害物のケースで $\varepsilon$ は 0.49%と求められた。このミスフィットパラメーターを 16%Ni 添加ステンレス鋼において fcc 構造と $NiSi_3$ 析出物の $L1_2$ 型構造の混晶における Si 添加量による結晶格子定数の平均値からのずれと仮定した場合、35%の $NiSi_3$ が NiSi クラスター内を占有していると求められた。これは NiSi クラスター内に 8.8%の Si を含有していることになり、APT によるクラスター内の Si 濃度の実験値とほぼ同程度であることが分かった。このことから整合析出物強化モデルによる NiSi クラスターの硬化寄与を説明できることが分かった。

---

* Ken-ichi Fukumoto[1], Takaaki Mabuchi[1], Katsuhiko Fujii[2]

[1]Research institute for nuclear engineering, Univ. of Fukui, [2]Institute of Nuclear Safety System

# 中性子照射下における材料損傷過程の反応速度論解析

Rate theory analysis of material damage process under neutron irradiation

*祝　梁帆[1]，森下 和功[1]，渡辺 淑之[2]
[1]京都大学，[2]QST

反応速度論により照射欠陥集合体の蓄積過程のモデル化を行い，その挙動を明らかにした．そして，溶質クラスターの形成エネルギーを考慮し，損傷速度(dpa/s)や照射温度などの照射条件の違いが材料照射損傷に及ぼす影響を評価した．

**キーワード**：材料照射損傷，照射相関，欠陥集合体，蓄積，反応速度論

## 1. 緒言

原子炉や核融合炉の構造物においては，中性子の照射を受けて材料内に欠陥集合体（溶質クラスターや転位欠陥）が形成され，その機械特性は劣化するため，炉設計および炉の保全には照射劣化を考慮することが重要である．照射速度の違いにより，脆化の原因となる溶質クラスターや転位欠陥の生成率が変化してしまう．溶質元素がクラスター形成に与える影響やクラスター形成に関する照射速度依存性については詳しく分かっていない．より高精度の脆化予測を実現するには，この照射速度の違いによるクラスター形成の挙動の変化や，溶質原子がクラスター形成に与える影響を詳しく理解することが必要である．

本研究ではクラスターの形成エネルギーについて組成だけでなくクラスターサイズの関数になるように再度フィッティングし，速度論モデルを用いて，中性子照射条件の違いが欠陥集合体形成に及ぼす影響を明らかにした．

## 2. 数値解析手法

MD データ[1]を基づき，最小二乗法を用いてクラスターサイズ n の関数として再度フィッティングして，溶質クラスターの形成エネルギーや結合エネルギーについて，再フィッティングした式[2]と分子動力学式や正則溶体近似の式と比較した．また，空孔-銅クラスターについてこの式のパラメータを基に反応速度論モデルを構築し，照射場依存性や照射温度の影響を調べた．このモデルでは，単欠陥（I, Cu, U）のみが移動するとし，それらの集合化や消滅，熱的解離を表現でき，それぞれの欠陥濃度の経時変化を解いた．

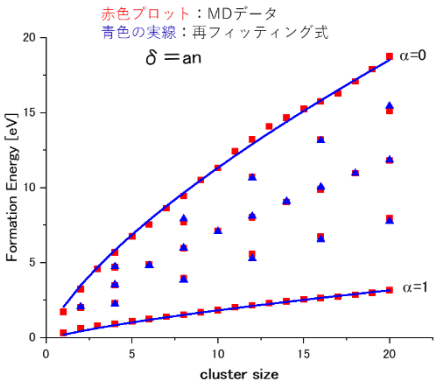



図 1　MD データと再フィッティング式の形成エネルギーの比較

## 3. 結論

図 1 は再度フィッティングした式と MD データ比較し，その妥当性を検証した．縦軸に形成エネルギー，横軸にクラスターサイズとしている．組成 α を固定した場合，サイズの増加に合わせて形成エネルギーも増加する．また図 2 は縦軸をクラスター内の銅原子の組成，横軸を温度としている．照射温度が大きくなるほど，また照射速度が遅くなるほど，クラスター内の銅原子の組成が大きくなり，空孔主体のクラスターではなく銅原子主体のクラスターが形成されることが分かる．

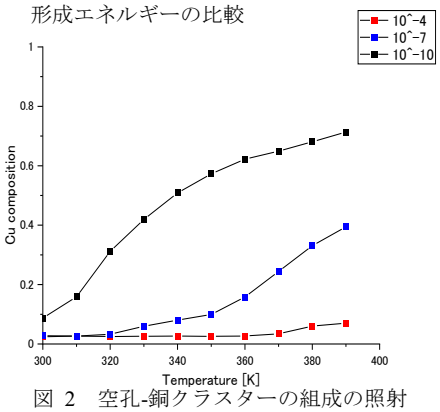



図 2　空孔-銅クラスターの組成の照射速度依存性

## 参考文献

[1] Kazunori Morishita, Toshiki Nakasuji, and Xiaoyong Ruan. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms, Vol. 393, pp. 101–104, 2017.

[2] 松岡 雄地. 軽水炉圧力容器鋼における溶質クラスターの解析. 2021 京都大学大学院エネルギー科学研究科. 修士論文

*Liangfan Zhu [1], Kazunori Morishita [1] Yoshiyuki Watanabe [2]
[1]Kyoto Univ., [2]QST

# 破壊き裂進展における照射効果の分子動力学評価

Molecular dynamics evaluation of the irradiation effects on nano-scale crack propagation

*豊田 達也[1]，阮 小勇[1,2]，森下 和功[1]，藪内 聖皓[1]

[1]京都大学，[2]QST（現）

照射による材料内のナノスケールの構造変化が破壊き裂進展に与える影響を定量的に明らかにするための第一段階として，き裂進展の分子動力学シミュレーションを行い，破壊力学における Griffith 条件との整合性を確認した．

**キーワード**：き裂進展，グリフィス理論，照射効果，分子動力学

## 1. 緒言

材料の破壊現象は，微視的には原子間結合の切断，巨視的にはき裂の進展によって特徴づけられる，マルチスケールな現象である．本研究では，照射材料に固有の照射欠陥の存在がき裂進展にどのような影響を与えるかを定量的に明らかにするための第一段階として，引張応力下のナノスケールき裂進展に関する MD シミュレーションを行い，連続体モデル（Griffith 理論[1]）との整合性を確認した．

## 2. 解析方法と結果

異なる長さのき裂を導入したα鉄結晶に対して引張応力を負荷し，き裂進展の MD 計算を行った．原子間ポテンシャルには Mendelev[2]のものを用いた．図 1 に，き裂長さを変化させた各条件での MD 計算から得たエネルギー臨界値と，Griffith 理論に基づいて算出した破断エネルギーを示す．エネルギーの臨界値は，き裂長さの長い条件では Griffith 理論による値に概ね一致したが，短い領域では理論値に達する前に破断した．これは，原子サイズに対してき裂長さが十分大きいとはいえない条件では，連続体モデルに基づく Griffith 理論が適用できないことを示唆する結果である．

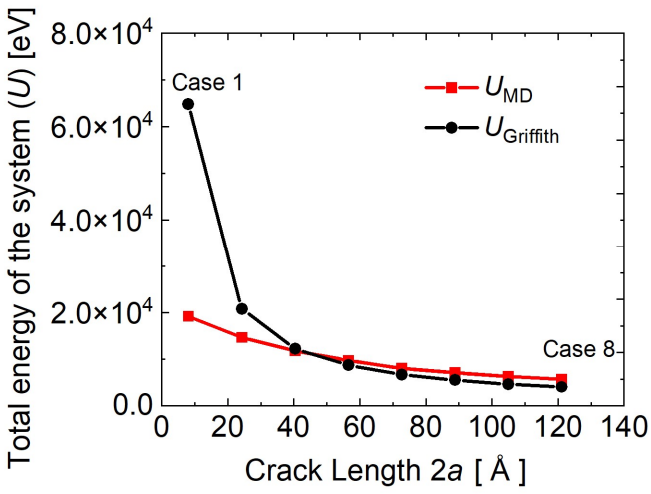



図 1　き裂長さとエネルギー臨界値

## 3. 結論

ナノサイズのき裂進展に関する MD シミュレーションを行い，ごく微小なき裂については従来の連続体モデルによる破壊条件（Griffith 条件）が適用できないことを明らかにした．今後は，き裂長さの短い領域での Griffith 理論の修正方法と，照射欠陥による影響を考慮する．

### 参考文献

[1] Griffith AA, Phil. Trans. Roy. Soc. A221, 168-198 (1920)

[2] Mendelev, Han, Srolovitz, Ackland, Sun and Asta, Phil Mag A, 83, 3977-3944 (2003)

*Tatsuya Toyoda[1], Xiaoyong Ruan[1,2], Kazunori Morishita[1] and Kiyohiro Yabuuchi[1]

[1]Kyoto Univ., [2]QST. (Currently)

General Meeting

# [3D_GM] The 43rd General Meeting of Materials Science and Technology Division

Fri. Sep 10, 2021 12:10 PM - 12:50 PM  Room D

## [3D_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Sep 10, 2021 12:10 PM - 12:50 PM  Room D)

# [3D_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Materials Science and Technology Division

# [3D_PL] Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part II-

chair: Mitsuhiro Kodama (TEPCO HD)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room D

[3D_PL01] A center for new research reactor development and utilization at KURNS, and versatile use for the new research reactor

*Masahiro Hino[1] (1. Kyoto Univ.)

[3D_PL02] Current Status of New Test and Research Reactor at the Monju Site

*Hideaki Mineo[1] (1. JAEA)

[3D_PL03] Necessity of Domestic Materials Testing Reactor

*Takeshi Toyama[1], Masanori Yamazaki[1] (1. Tohoku Univ.)

[3D_PL04] Discussion

*Kenichi Fukumoto[1] (1. Univ. of Fukui)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

材料部会セッション

# 照射炉利用関連研究開発の現状と国内照射炉の必要性（2）

Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part II-

## （1）京大複合研新型研究炉開発・利用センターと新試験研究炉における幅広い利用について

(1) A center for new research reactor development and utilization at KURNS, and versatile use for the new research reactor

*日野 正裕，杉山 正明，中島 健

京都大学

### 1. 新試験研究炉建設の背景

2020 年 9 月に文部科学省の原子力科学技術委員会原子力研究開発・基盤・人材作業部会において、「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉は、中性子ビーム利用を主目的とした中出力炉（熱出力 10MW 未満程度）が最も適切であるとの見解が取りまとめられた[1]。そこでは「試験研究炉の着実な設計・設置・運転」、「幅広い関係機関が利用出来るような試験研究炉の運営」、「地元関係機関との連携構築」の 3 つの観点において知見・経験・能力を有する少数の研究機関・大学が、適切な役割分担のもと連携した体制を構築し、これを中核的機関として位置付け、概念設計及び運営の在り方検討を実施することが適切としている。そして文部科学省委託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営のあり方検討」の公募があり、2020 年 11 月より、原子力機構、京都大学、福井大学の三者が中核的機関となり、中性子ビーム利用を主目的とした中出力炉の概念設計及び運営の在り方検討を進めている[2]。京都大学は「幅広い利用運営」を主担当とし、他の中核的機関と相互に密接に関与しつつ、全体として整合ある効率的な事業推進を目指している。

### 2. 京都大学複合原子力科学研究所　新型研究炉開発・利用センター

京都大学複合原子力科学研究所（京大複合研）は、萌芽的・基礎的な実験研究に重点を置き、研究用原子炉や加速器等の施設を主とする共同利用・共同研究を推進している。その中でも研究用原子炉（KUR）は最大 5MW の熱出力を持ち、多くの共同利用を通して、西日本での原子力分野の研究開発・人材育成の中心的な役割を有してきた。しかし KUR は運転開始から 60 年が間近であり、2026 年 5 月以降の運転継続が困難な状況である[3]。中性子の利用は近年益々増加しており、原子力分野のみならず材料・ライフサイエンス等の幅広い分野で学術界のみならず産業界からも期待されている。中性子はナノ構造の時間―空間領域の両方をプローブ出来る希有な粒子であり、J-PARC MLF や米国の SNS 等の大規模加速器中性子源での利用が活況になっているが、10MW 規模の試験研究炉新設計画は国際的にもインパクトの大きなプロジェクトである。

京大複合研では新試験研究炉計画において、中長期的な視点で世界に伍する研究教育活動を発展的に展開するために、2021 年 5 月に新型研究炉開発・利用センターを新たに立ち上げた。そこでは、中性子ビーム利用を主目的として性能を最大限引き出した新たな中出力炉において、持続可能性の高い幅広い利用運営のあり方検討を進めている。「持続可能性が高い」ことは様々な考え方がありうるが、ここでは新試験研究炉が如何に広く必要なものとして利用されるか、社会的にも重要な研究インフラとして継続的に認知してもらう形となることを重視している。

また、このあり方検討においては中性子ビーム利用が主目的であっても、研究炉利用において中性子照射は必須である。実際、最近 10 年ぶりに再稼働を果たし、中性子ビーム利用に重点をおく熱出力 20MW の試験研究炉 JRR-3 においても、多様な中性子照射場が整備されており、RI 製造の期待も大きい。原子力科学の健全な発展のためには多様性が重要であり、大学が担う役割は大きい。研究炉の特長である多目的利用を旨として、10 年後の将来においても汎用性・先端性・多様性とバランス良く備えた実験装置群をどのように実

現していくのか、新たな科学的なブレイクスルー、産業利用展開、そして未来の大型炉計画にもつながる萌芽的な研究の場をどう準備していくか、利用のあり方で議論すべきことが多い。

当日はこれら背景を含め、幅広い利用運営のあり方についての検討状況を紹介するとともに、議論を行いたい。

参考文献

[1] 文部科学省　原子力科学技術委員会　原子力研究開発・基盤・人材作業部会　「もんじゅ」サイトに設置する試験研究炉の炉型及び今後の検討の進め方について(https://www.mext.go.jp/content/20200915-mxt_genshi-000009933_1.pdf)

[2] 文部科学省委託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」第１回コンソーシアム委員会資料(https://www.jaea.go.jp/news/newsbox/2021/032301/s01.pdf)

[3] 文部科学省　原子力科学技術委員会 原子力研究開発基盤作業部会　中間まとめ(資料 6)
（https://www.mext.go.jp/component/b_menu/shingi/toushin/__icsFiles/afieldfile/2018/04/25/1404311_2.pdf）

---

*Masahiro Hino, Masaaki Sugiyama and Ken Nakajima

Kyoto Univ.

2021年秋の大会

材料部会セッション

照射炉利用関連研究開発の現状と国内照射炉の必要性（2）

Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part II-

# （2）もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の検討状況

(2) Current Status of New Test and Research Reactor at the Monju Site

*峯尾 英章

日本原子力研究開発機構

## 1. 緒言

令和 2 年 11 月からもんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計と運営の在り方の検討が開始された。本稿では、これまでの経緯と、令和 2 年度から開始した概念設計と運営の在り方の検討の状況、今後の検討について示す(**)。

## 2.これまでの経緯

### 2-1. 中出力炉への絞り込み

平成 28 年 12 月の原子力関係閣僚会議において、「もんじゅ」を廃止措置する旨の政府方針を決定した際、将来的に「もんじゅ」サイトを活用し新たな試験研究炉を設置することとされた [1)]。これを受けて、文部科学省は平成 29 年度から令和元年度の 3 年間において、多様なステークホルダーからなる外部有識者委員会を設置し、新たな試験研究炉に関する調査を実施し [2)~4)]、令和 2 年 5 月に炉型候補を複数選定した [5)]。その後、地元福井県・敦賀市の意見の聴取、文部科学省科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会原子力研究開発・基盤・人材作業部会（以下、「作業部会」とする）での議論を経て、令和 2 年 9 月に炉型については、幅広い分野で基礎から産業利用まで対応可能で、利用者の規模も期待できる、中性子ビーム利用を主目的とした中出力炉に絞り込まれた [6)]。本試験研究炉については、2020 年度～2022 年度に概念設計を行い、2022 年度中に詳細設計を開始することとされている [7)]。

### 2-2. 概念設計及び運営の在り方検討の開始

本試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討を効果的に実施するため、文部科学省は公募（「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」）を行い、原子力機構、京都大学、福井大学を中核的機関として選定した（令和 2 年 11 月）。

原子力機構は、試験研究炉の設計やもんじゅサイトの知見を活かし主に概念設計と地質調査を担当する。京都大学はこれまでの利用ニーズに関する整理や KUR の利用運営経験を活かした利用運営の在り方を担当する。福井大学は、地元産業界との橋渡し活動、地元関係機関との連携構築に向けた制度の検討を担当する。また、中核的機関は、検討にあたり、学術界から産業界まで、広いニーズを有する様々な関係機関からなるコンソーシアムを構築し、意見を集約することとしている。

## 3. H29～R1 年度に行われた調査で示された中出力炉

表 1 にそれまでのニーズ調査及び有識者の意見を踏まえて R1 年度の調査[4]で検討された中出力炉の概念を示す。なお、概要や概念は当時の調査検討によるものであり、今後の概念設計で進める検討と必ずしも一致しない可能性がある。また、付属施設、関連施設等についてこの時点で経済性の点からの検討は行っていない。

*Hideaki Mineo

Japan Atomic Energy Agency

表１ もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉(中出力炉)の R1 年度調査における概念検討結果※(抜粋)[4)]

| | | |
|---|---|---|
| 概要 | 目的 | 中性子ビーム利用を主目的とし、熱外、熱、冷中性子源等により、利便性の高いスペクトルを実現し、大型施設では実現困難な条件による実験を可能にすることで JRR-3 との定常中性子コミュニティを構築する。また、中性子散乱研究は JRR-3、J-PARC や放射光施設と調和的に用いることで、物質の構造情報を多方面から探索することができ、新物質・新材料の研究・開発のパイオニアとしての役割を担う。 |
| | 特徴 | 【最大中性子束】<br>炉心中心部：$10^{14}$ n/cm$^2$/s、垂直実験孔：$10^{12}$～$10^{13}$ n/cm$^2$/s、ビームホール：$10^{8}$n/cm$^2$/s<br>実験装置部：$10^{6}$～$10^{7}$ n/cm$^2$/s（試料位置） |
| | 主な利用 | 【基礎基盤技術】<br>・核データの取得、精度検証（軽水炉、高速炉等）<br>【照射利用】<br>・RI の研究開発、短半減期医療用 RI の製造(JRR-3 との連携)・複合環境下照射損傷基礎研究<br>【ビーム利用】<br>・中性子ビーム利用研究（中性子散乱、ラジオグラフィ（動画撮影)、放射化分析）<br>・分析やイメージング技術による産業利用 ・低速陽電子ビーム利用研究<br>【人材育成】<br>共同利用研究施設として国内の研究者・技術者に幅広に研究開発の場を提供することで、国際競争力の回復及び学術研究レベルの底上げを図る。<br>・原子炉教育（炉工学、安全管理等） ・研究利用及び炉の建設・運転・保守を通じて中堅・若手研究者の養成（OJT)、原子力関連分野における技術継承 ・中性子利用の普及啓発<br>【国際協力】<br>IAEA や FNCA のネットワークを活用し、世界の研究炉と相互補完な利用の再構築を図る。<br>・FNCA 人材養成プロジェクト支援 |
| 設備概念 | 原子炉 | スイミングプール型、強制対流軽水冷却 ～10MW |
| | 格納系 | 原子炉建屋 約 27.5m×36m |
| | 照射・実験ポート等 | ・垂直実験孔：3～5 本、空気輸送ラビット：2 本、水力輸送ラビット：2 本<br>・炉内照射環境（温度等）の制御と計測用設備。<br>・冷中性子源：1～2 個、・陽電子発生装置：1 個<br>・ビームライン：熱中性子用 4 本（炉室 3 本、ビームホール 1 本)、冷中性子用 4 本（炉室 1 本、ビームホール 3 本)、陽電子ビームライン 1 本、汎用ビームライン 1 本 |
| | 付属実験設備 | 【ホットラボ】<br>・詰換え用セル：1 基、PIE 用セル：2 基、医療用 RI 製造用：3～5 基<br>・分析用フード：5 台<br>【炉室】<br>・中性子回折・散乱装置、中性子ラジオグラフィ<br>・模擬炉心（未臨界炉心）（必要時）<br>【実験利用棟】<br>・中性子回折・散乱装置、小角散乱実験装置、即発γ線分析 |
| | 関連施設等 | ・原子炉施設に教育実習棟（講義室、実習室、化学実験室を含む）を併設<br>・遠隔教育のためのサテライト施設あるいはインターネットラボ<br>・外部ユーザーの受入れ窓口、実験準備室、控室等を備えたユーザーズオフィス<br>・敷地近辺に外部ユーザーが長期滞在可能な宿泊施設 |

※：今後の概念設計において、集約する利用ニーズを踏まえた、現実的な炉心概念の検討を行い、中性子束等の炉心性能や照射・実験ポート、付属実験設備等の設備概念を明確化していく。

**4. R2 年度における検討状況**

**4-1. 第 1 回コンソーシアム委員会**

令和 3 年 3 月 23 日に第 1 回コンソーシアム委員会を開催した。委員会は、地元機関（福井県、敦賀市、福井県商工会議所連合会、敦賀商工会議所)、地元企業（日華化学、東洋紡)、地元研究機関（若狭湾エネルギー研究センター)、アカデミア（日本原子力学会、日本中性子科学会、近畿大学)、産業界（日本原子力産業協会、日本アイソトープ協会、放射線利用振興協会、中性子産業利用推進協議会)、これに中核的機関の専門家を加えた構成である。以下に本委員会で示された主な意見を示す（文献 8）より抜粋)。

【地元自治体】
・人材育成のみならず産業利用の推進を。地元企業に優先的に利用させる仕組み等を検討。
・KUR が 2026 年で運転停止の見込みであり、早期の運転開始が重要。
・嶺南 E コースト計画の 1 つであり、県としても組織的に支援。
・経済面でどの程度地元に貢献するか教えてほしい。企業の研究所等の誘致につなげたい。
・KUR の利用実態など今後の検討の参考として詳細を知る必要がある。
【地元産業界】
・中性子利用は地元企業にとって未知であり、伴走型支援が重要。
・人材育成面では、地元企業の若手社員の育成にも役立てたい。
・敦賀市の地元企業は下請が多く、企業育成が重要。
・アクセスが悪い点について、市街地にラボをおいてリモート利用等の工夫を。
・原子力への若い世代の人気が低下しており、魅力の発信が必要。
【アカデミア（関係学会)】
・関係学会でも期待が大きく、利用の検討やセミナー開催により関心を高めたい。
・新規の研究炉新設は久々であり、使い勝手良く長く使われる炉にすることが重要。
・地域振興では、地元と共生するモデルケースにすることが重要。
・シンボリックな成果をどう創出するかが重要。
【原子力・放射線利用関係の産業界】
・先端分野だけでは支持は広がらず、医療・産業など幅広い利用が重要。
・利用スケジュール策定など運用の透明性確保、企業のタイムリーな利用ができる仕組みが重要。
・医療の裾野は広く、医療での地域振興の検討も必要では無いか。
・輸入に頼る医療用ＲＩ製造への期待が高く、それに適した設計が重要。
・合理的な規制の在り方を本格的に検討すべき。

**4-2. 概念設計**

概念設計においては、①西日本における原子力分野の研究開発・人材育成の中核的拠点としての機能の実現、②地元振興への貢献への 2 つの観点から最も適切な炉型としてビーム利用を主目的とした 10MW の中出力炉を前提とする。10MW の炉心の固有の能力は、世界トップレベルの試験研究炉の性能に及ばないものの、利用用途や利便性に工夫を凝らすことにより総合的利用性能で世界水準を目指す。また、これまでの試験研究炉の設置・運営で得られた課題・教訓や設計・設置・運転のプロセスでのグレーデッドアプローチの考え方に留意しつつ、炉の安全性を合理的、体系的に計画し、プラント全体としての機能向上を図る。

**4-2-1. 概念設計の基本的方針**

もんじゅサイト試験研究炉の概念設計を行うにあたっての、現状の基本的な方針は次の 4 点である。それぞれ工夫・検討すべき点等を合わせて述べる。

① 優れた安全性：試験研究炉の有する潜在的リスクは発電炉と比較すると低いと考えられるが、安全性は十分に評価されるものでなければならない。全交流電源喪失を想定した場合、安全機能の多重化や多様化に加えて、炉心冠水維持や崩壊熱除去が容易な炉とする。

② 安定性（高稼働率）の確保：試験研究炉のユーザーの最も強い要望は適時に利用できることであるため、ビーム強度の増強以外に、高稼働率を実現して利用時間を十分確保する必要がある。長期連続運転を可能とする、高い保守整備性、高い信頼性の他、サイクル当たりの長期連続運転等の工夫について検討する必要がある。原子炉スクラムのリスクを最小限に抑えるとともに定期検査期間の短縮化も有効である。

③ 経済性に優れた設計：建設費、運転費、維持管理費の低減が重要で、これまでに蓄積された知見・既存の技術の応用を行い設計コストの大幅低減を図る。設備機器のユニット化・パッケージ化・工事の簡略化・工期の短縮化につながる施設レイアウトを工夫する。

④ 利便性と将来性：限られた敷地内で、多数のビームライン設置、ホットラボ利用、補助的試験・計測装置及び利用スペースの充実等、常に新たな研究提案に対応できる柔軟な利用環境を実現する。また、核物質防護等の制約により実験実施の自由度が制限されないような実験エリアや管理エリアを検討する。さらに、利用者のアクセス性の確保、実験装置の搬出入の容易さと核セキュリティ上の安全確保が可能な配置を検討する。

### 4-2-2. 中出力炉(10MW)の能力の見積もり

10MW の試験研究炉の能力を把握するため、簡易な炉心計算モデルを作成して、炉心仕様の違いに応じた中性子束強度のサーベイ調査を行い、国内外の試験研究炉と比較した。図 1 に示す、出力及び炉心体積を JRR-3 の約 1/2 とした単純化した円柱型炉心計算モデルをベースとして、炉心体積、反射体材質、燃料領域の減速材/ウラン比等をパラメータとして能力を見積もった。

図 2 に計算結果と国内外の試験研究炉を比較した結果を示す。比較対象とした試験研究炉は、核不拡散の観点から低濃縮ウランを用い、潜在的リスクの観点から、プール型の試験研究炉に限定した。図 2 に示すように、中性子束強度と熱出力はほぼ比例の関係にあり、今回のパラメータサーベイ計算の結果、反射体領域での最大熱中性子束は $1.0\sim2.0\times10^{14}$n/cm$^2$/s、最大高速中性子束 $1.0\sim1.5\times10^{14}$n/cm$^2$/s の範囲となった。炉心固有の能力としてこれ以上を望むには、タンク型として出力密度を大きくするなどが考えられるが、基本方針に従い、利用用途に合った最適なスペクトルの生成及び輸送効率の向上を図ることで総合的利用性能の向上を目指すこととしている。

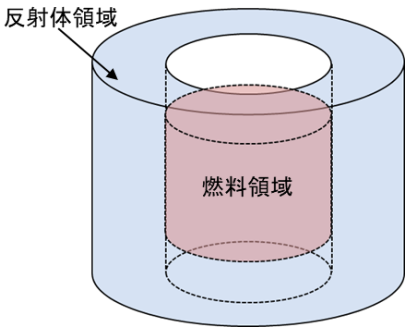



図 1 簡易計算モデル（JRR-3×1/2 体系）

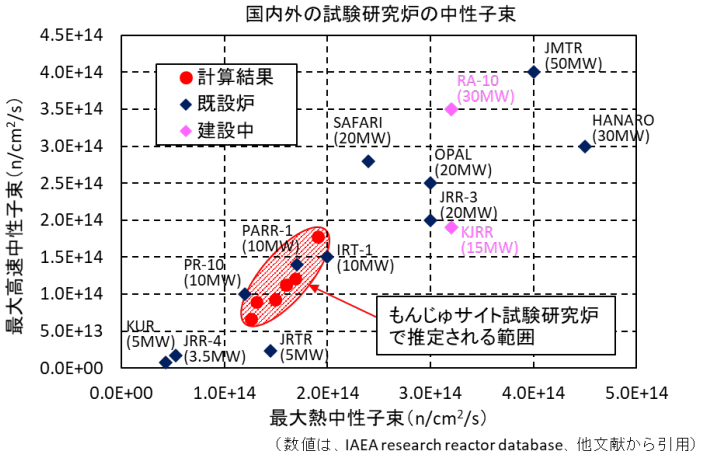



図 2　国内外の試験研究炉の中性子束ともんじゅサイト試験研究炉で推定される中性子束の範囲

### 4-3. R2 年度地質調査

試験研究炉の建設候補地（山側資材置場）は、もんじゅの東南にある、北西に流下する谷を埋めた盛土斜面部の途中、標高約 132m に位置している。この地点の地下の岩盤深部に達するボーリングデータは得られておらず、課題の存否や程度がほとんどわからない状況である。そこで、立地に致命的な影響を与えうる破砕帯や大規模すべり面の存否を確認するとともに、ボーリング掘進速度の情報を得て翌年度の合理的な調査に資するため、予備的調査として掘進長 100m のパイロットボーリングを実施した（図 3 及び 4 参照）。

その結果、①地表から約 24m以深に花崗岩（岩盤）が分布しており、比較的堅硬であった。②調査した深度 100m の範囲には大規模な破砕帯やすべり面は存在しなかった。③数条の破砕帯が見られたが最も顕著な破砕帯であっても粘土化の程度は弱く、直ちに建設の妨げになるようなものは確認されなかった。以上に基づき、R3 年度では深度 200m の調査を予定している。

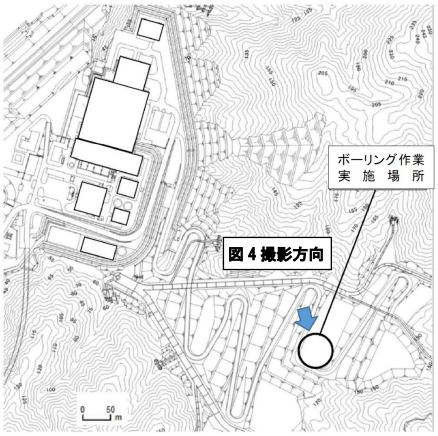



**図 3　ボーリング作業実施場所**



**図 4 ボーリング作業（2021 年 1 月 18 日撮影）**

## 5. 今後の計画

図 5 に示すように、令和 4 年度までに運営の在り方検討を行いつつ、概念設計及び地質調査を実施する。令和 3 年度ではニーズを整理しつつ、これを踏まえ炉心を決定し、令和 4 年度には施設の全体像を明らかにして運営の在り方を提示していく方針である。また、コンソーシアムでの議論・意見集約を効率的に行うため、「コンソーシアム委員会」のみならず、「設計・設置・運転」「幅広い利用運営」「地元関係機関との連携構築」の 3 つのテーマでのワーキンググループ（WG）を設置して検討を進めていく。

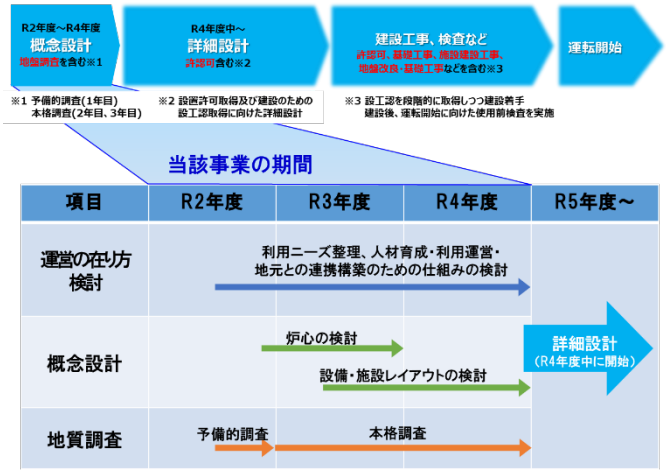



**図 5　今後の検討スケジュール** [8)]

**：本稿は、文部科学省の令和 2 年度科学技術試験研究委託事業「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」の成果の一部を含んでいる。

【引用文献】

1）原子力関係閣僚会議,“「もんじゅ」の取扱いに関する政府方針,” 平成 28 年 12 月 21 日.
2）公財）原子力安全研究協会,“もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査,” 平成 30 年 3 月.
3）公財）原子力安全研究協会,“もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査,” 平成 31 年 3 月.
4）公財）原子力安全研究協会,“もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査,” 令和元年 3 月.
5）文部科学省研究開発局原子力課,“令和元年度「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査の概要,” 原子力研究開発・基盤・人材作業部会（第 3 回）, 令和 2 年 5 月 20 日.
6）文部科学省研究開発局,“「もんじゅ」サイトに設置する試験研究炉の炉型及び今後の検討の進め方について,” 原子力研究開発・基盤・人材作業部会（第 4 回）, 令和 2 年 9 月 20 日.
7）文部科学省研究開発局原子力課,“平成 30 年度「もんじゅ」サイトを活用した新たな試験研究炉に関する調査の概要,” 原子力研究開発・基盤・人材作業部会（第 1 回）, 令和 1 年 8 月 30 日.
8）文部科学省研究開発局原子力課,“「もんじゅ」サイトの新たな試験研究炉に係る検討状況,” 第 13 回原子力委員会, 令和 3 年 4 月 20 日.

2021年秋の大会

材料部会セッション

# 照射炉利用関連研究開発の現状と国内照射炉の必要性（2）

Current Status of Research and Development Relating to Irradiation Tests and Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -Part II-

## （３）材料照射研究における国内照射炉の必要性　―海外炉の利用経験から―

(3) Necessity of Domestic Materials Testing Reactor -from Viewpoint of Experience of Overseas Reactor Usage-

*外山 健[1]，山崎 正徳[1]

[1]東北大学金属材料研究所

材料照射研究における全国大学共同利用施設である東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センターでは、前身の附属材料試験炉利用施設時代から、JAEA との緊密な連携により共同利用照射を行ってきた。JMTR や常陽の停止以降は、海外炉を代替利用することにより共同利用照射を提供している。前回の本セッション（2021 年 3 月）における本センター永井による講演「学術研究における照射炉の重要性」では、海外炉による代替照射では種々の面で制約が多く照射ニーズに十分に応えられていないこと、国内照射炉が一刻も早く必要であることが示された。本講演では、海外炉利用における制約を現場経験から紹介し、国内照射炉の必要性を改めて強調する。

海外炉としてベルギーSCK CEN の BR2 および米国 ORNL の HFIR を利用している。近年の主な利用先は BR2 であり、全国の大学を中心とした研究者からの軽水炉材料・次世代炉材料・核融合炉材料・加速器材料試料・年代測定試料など幅広い試料を対象として年間１－２回の共同利用照射を行っている。照射を実行する上では、照射前は照射条件や試料の選定・キャプセルの設計と製作、照射後は試料輸送の過程があり、本センターと BR2 とは、共同利用研究者・キャプセル設計製作業者・輸送業者らと協議を重ねて各過程を進めている。豊富な国際業務経験を持つ BR2 は本センターにも大きな協力と便宜を図ってくれているが、それでもなお、各過程には多くの時間と労力を要している。例えば時間に関して、現状では照射前業務では 9-15 カ月、照射後の試料輸送では 6-12 カ月を要しており、これらは JMTR を利用していた時と比べるとおおよそ倍となっている。照射自体も、原子炉運転サイクルや照射設備の状況により当初計画から数カ月遅れとなることも少なくない（最近は BR2 など稼働中の照射炉には世界中から照射ニーズが集中しておりその傾向が増している）。照射後実験までの待ち時間の長期間化は、国内研究者にとって大きな打撃となっている。費用面での制約はさらに大きい。詳細は講演で示すが、現状では照射条件も照射試料体積も共同利用照射ニーズの 2 割程度にしか応えられていない。

このような状況の打破には、一刻も早い国内照射炉の建設と稼働が不可欠である。

また、講演では、10MW 級中型炉での照射研究についても検討する。本センターにおける共同利用照射ニーズの中では加速器材料試料や年代測定試料で必要な照射条件に合う可能性がある。

---

*Takeshi Toyama[1] and Masanori Yamazaki[1]

[1]Institute for Materials Research, Tohoku Univ.

(Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM  Room D)

# [3D_PL04] Discussion

*Kenichi Fukumoto[1] （1. Univ. of Fukui）

各種原子炉材料の実用化研究開発において、照射試験炉を用いた照射試験は不可欠である。国内において大型照射炉による材料照射の機会はなく、今後10年余は導入計画もない。そのため、現状で稼働あるいは導入計画中の中型炉利用による材料照射について検討する必要がある。本企画セッションでは、京大炉を利用した材料照射研究やもんじゅ跡地建設予定の試験研究炉の現状など、中型炉利用による材料照射試験に関わる話題について紹介し、今後の中型炉利用による材料照射試験のあり方や課題について議論する。

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [3D09-12] PWSCC

chair: Hiroaki Abe (UTokyo)

Fri. Sep 10, 2021 2:45 PM - 4:00 PM Room D

## [3D09] SCC initiation of cold worked Alloy 690TT under simulated PWR primary water

*Toru Oumaya[1], Takumi Terachi[2], Takuyo Yamada[1], Kohei Kokutani[1], Koji Arioka[1] (1. INSS, 2. KEPCO)

2:45 PM - 3:00 PM

## [3D10] Effect of microstructure on SCC growth behavior of thermal aged SUS630 in high-temperature water

*Takuyo Yamada[1], Kohei Kokutani[1], Toru Oumaya[1], Koji Arioka[1] (1. INSS)

3:00 PM - 3:15 PM

## [3D11] Relation between grain boundary oxidation and IASCC initiation of neutron-irradiated stainless steels under simulated PWR primary water conditions

*Terumitsu Miura[1], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fukuya[1] (1. INSS)

3:15 PM - 3:30 PM

## [3D12] Effects of thermal aging and irradiation on corrosion behavior of austenitic stainless steel weld metals

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

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# TT690 合金冷間加工材における PWR1 次系模擬水中 SCC 発生試験
## —変形を許容した高応力条件下での亀裂発生挙動—

SCC initiation of cold worked Alloy 690TT under simulated PWR primary water
- Crack initiation under highly stressed condition accompanying plastic deformation -

*大厩 徹[1], 寺地 巧[2], 山田 卓陽[1], 國谷 耕平[1], 有岡 孝司[1]
[1]INSS, [2]INSS(現関西電力)

冷間加工した TT690 合金に対して，塑性変形を許容した高応力をブラントノッチ CT 試験片に付与して 360℃の PWR1 次系模擬水中で定荷重試験を実施した。5,000h 程度の試験でノッチ先端に微小な粒界亀裂が認められ，断面観察から亀裂発生の前駆挙動として粒界キャビティの形成が確認され，酸化との重畳により粒界結合力が低下し開口が生じたと推察された。

**キーワード**：TT690 合金，SCC 発生試験，冷間加工材，粒界キャビティ

### 1. 緒言

TT690 合金は，加圧水型軽水炉（PWR）の 1 次系における応力腐食割れ（SCC）への対策材として採用が進んでおり，現在まで実機プラントにおける SCC 発生の報告はない。しかし，強い冷間加工を加えることにより SCC 進展感受性を示す[1]と共に，360℃で変動荷重を付与した促進条件の SCC 発生試験では，粒界にキャビティを伴った亀裂が報告された[2]。本研究では，塑性変形を伴うような高応力の促進条件で定荷重試験を行ない，粒界キャビティや酸化の SCC 発生への寄与を検討した。

### 2. 実験

TT690 合金に 20%及び 30%の冷間加工(CW)を加え，T-L 方位から厚さ 5.7 ㎜及び 6.5 ㎜のブラントノッチ CT 試験片を製作した。360℃の PWR1 次系模擬水中（500ppm B＋2ppm Li＋DH 30cc/kg $H_2O$）で定荷重試験を行なった。荷重はノッチ先端を亀裂先端と見なした場合の見かけの K 値で 70MPa$\sqrt{m}$及び 80MPa$\sqrt{m}$に相当するように設定した。

### 3. 結果・考察

30%CW 材の試験片で K=70MPa$\sqrt{m}$の条件で 5,276h の試験後にノッチ先端の表面を SEM 観察した結果，微小な亀裂が一つ認められた。その断面の STEM(走査透過型電子顕微鏡)による Z コントラスト像を図 1 に示す。微小亀裂端部の断面 1 では酸化領域の先端から離れた位置にコントラストの低下した領域が確認され，微小亀裂中央の断面 2 では割れの内部に酸化物が認められたことから，表面側から酸化が進行し割れが生じたことが確認されると共に，亀裂発生の前駆挙動としてキャビティが寄与した可能性が示唆された。

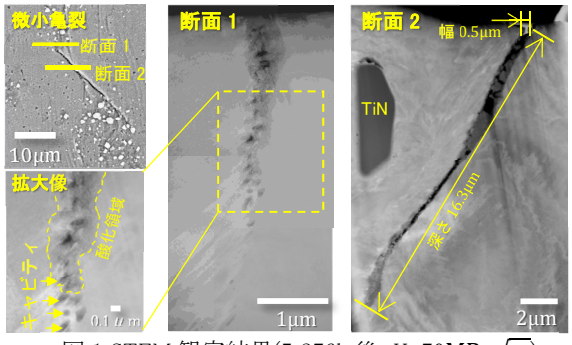


図 1 STEM 観察結果(5,276h 後, K=70MPa$\sqrt{m}$)

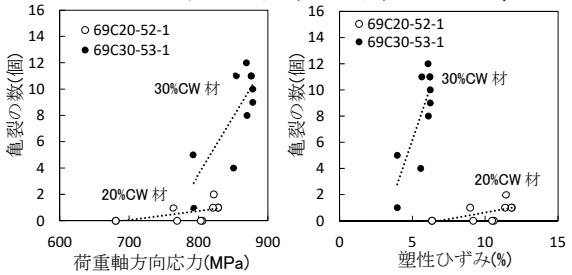


図 2 亀裂の数と応力及びひずみとの関係(20%CW 材(12,417h 後), 30%CW 材(9,802h 後), K=80MPa$\sqrt{m}$)

また，K=80MPa$\sqrt{m}$の条件で 10,000h 前後の試験後にノッチ先端の表面を SEM 観察した結果，20%CW 材で 6 個，30%CW 材で 82 個の微小な亀裂が認められた。ノッチ先端を 10 等分し，それぞれの領域における亀裂の数とその領域における荷重軸方向の応力及び塑性ひずみの平均を求め，相関を整理した結果を図 2 に示す。20%CW 材及び 30%CW 材共に応力及び塑性ひずみに対して単調増加の傾向を示し，亀裂は荷重軸方向応力が 750MPa 以上，塑性ひずみが 4%以上の領域で認められた。

[1] P.L. Andresen et al., Proc. 13th Environmental Degradation conf., (2007)
[2] Z. Zhai et al., Corrosion Vol.73, No.10, (2017)

*Toru Oumaya[1], Takumi Terachi[2], Takuyo Yamada[1], Kohei Kokutani[1] and Koji Arioka[1]
[1]Institute of Nuclear Safety System(INSS), [2]INSS (Present:KEPCO)

# SUS630 の高温水中 SCC 挙動に及ぼす熱時効による微細組織の影響

Effect of microstructure on SCC growth behavior of thermal aged SUS630 in high-temperature water

*山田 卓陽[1]，國谷 耕平[1]，大厩 徹[1]，有岡 孝司[1]

[1]INSS

SUS630 は 400～320℃20,000 時間までの熱時効で時効時間につれて硬化し、また SCC 進展が増加する。320℃20,000 時間時効材を対象として、この熱時効による微細組織変化と水素吸収量を調べ、高温水中の SCC 進展挙動との関係を調べた。その結果、熱時効により生成した数 nm サイズの Cu-rich 相と隣接して生成する G 相が硬さと SCC 挙動へ影響する可能性が示唆された。一方で水素吸収の観点では、それらの熱時効生成物は水素のトラップサイトとは関係しないことが示唆された。

**キーワード**：SUS630、17-4PH ステンレス鋼、高温水中 SCC 挙動、熱時効、析出硬化熱処理、軽水炉

**1. 緒言**：SUS630 は 400～320℃20,000 時間までの熱時効で時効時間につれて硬化し、また SCC 進展が増加することをこれまでの研究で明らかにした[1]。図 1 に SCC 進展速度の 320℃の熱時効依存性を示す[1]。図中 SUS630（H1100, H1150）320℃x20,000 熱時効材は、同一熱時効条件で硬さは HV1=400 で同程度であるが SCC 進展に 1 桁程度の差異が観察された。本報告では、この熱時効条件に着目し、長時間熱時効による微細組織変化と SCC 挙動の関係を調べた。また、SUS630 の弁棒破損事例では水素の関与した擬へき開状の割れとの報告があり[2]、本研究では水素チャージ後の水素吸収量の観点で水素の関与を調べた。

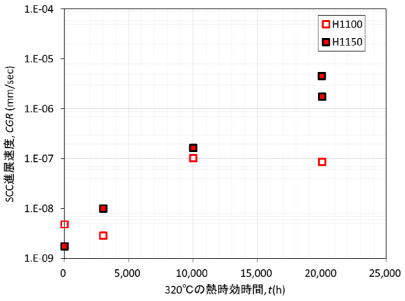
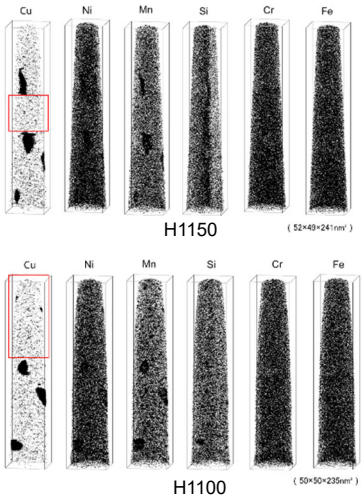



図 1 SCC 進展速度の熱時効時間依存性

**2. 実験方法**：SCC 進展試験は、標準的な PWR 1 次系環境を模擬し 500 ppm B + 2 ppm Li、30 cc/kg-DH の水中 320℃で行った。応力拡大係数は K=30 MPa√m で一定荷重、目標試験時間は約 1,000 時間とした。熱時効材の微細組織観察はアトムプローブ分析を実施し、クラスタ解析とスピノーダル分解の評価を実施した。また微細析出物の生成が水素吸収量に影響することを想定し、水素チャージした熱時効材を対象とし昇温脱離分析（Thermal Desorption Analysis, TDA）を実施した。

**3. 結論**：図 2 に H1150 と H1100 の 320℃20,000 時間熱時効材のアトムマップを示した。30nm サイズの Cu-rich 相は、析出硬化熱処理後（熱時効前）に生成した析出物である。その部分を除外した赤枠内の解析の結果、数 nm サイズの Cu-rich 相と隣接して生成する G 相が確認され、一方でスピノーダル分解の進行は両者とも明瞭ではなかった。以上から、前者の熱時効生成物がこれら熱時効材の硬化と SCC 進展の増加に寄与した可能性が示唆された。一方で水素吸収量は熱時効の前後で明瞭な差が観察されず、微細な熱時効生成物は水素のトラップサイトとは関係しないことが示唆された。今後、熱時効した SUS630 の SCC メカニズム検討のため、高温水中の酸化挙動や亀裂進展経路など、さらなる検討を予定している。




| 材料条件 | H1150 320℃20kh | H1100 320℃20kh |
|---|---|---|
| クラスタ直径（nm） | 3.34 | 3.26 |
| クラスタ数密度（m³） | 1.04E+24 | 9.02E+23 |
| スピノーダル1NN | 0.055 | 0.057 |

図 2 アトムプローブによる微細組織（320℃20, 000 時間時効材）

**参考文献**:[1]山田ら,日本原子力学会 2021 年春の年会, 1K06

[2]ニューシア, http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroubleView.do?troubleId=1517

*Takuyo Yamada[1], Kohei Kokutani[1], Toru Ohumaya[1], Koji Arioka[1] [1]INSS

# PWR 一次系模擬環境での照射ステンレス鋼の粒界酸化と IASCC 発生の関係

Relation between grain boundary oxidation and IASCC initiation of neutron-irradiated stainless steels under simulated PWR primary water conditions

*三浦 照光[1]，藤井 克彦[1]，福谷 耕司[1]
[1]原子力安全システム研究所

超微小引張試験で測定した溶存水素濃度（DH）4.1 ppm 環境で酸化した粒界の破壊強度は 2.7 ppm 環境と比べて低く、高 DH 環境で照射誘起応力腐食割れ（IASCC）の発生しきい応力が低下する傾向と一致した。また、内層酸化膜の破壊強度は酸化した粒界の約 2 倍であった。酸化した粒界の破壊が起点となって IASCC が発生する機構が考えられた。

**キーワード：**照射誘起応力腐食割れ、中性子照射、ステンレス鋼、粒界酸化、超微小引張試験

## 1. 緒言

中性子照射ステンレス鋼が高温水中で腐食されると粒界部が選択的に酸化される（図 1）[1]。粒界の酸化は粒界割れである照射誘起応力腐食割れ（IASCC）の発生に関係していると考えられ、照射と水環境の変化に伴う粒界の酸化と破壊挙動の変化を把握することが IASCC 機構解明のために重要となる。本研究では、溶存水素濃度（DH）の変化に伴う PWR 一次系模擬環境で酸化した照射ステンレス鋼の粒界の破壊強度の変化を超微小引張試験で調べ、IASCC 発生しきい応力との関係を検討した。また、内層酸化膜の破壊強度を調べて酸化した粒界と比較し、IASCC 機構を検討した。

## 2. 試験

320°C の DH 4.1 ppm と 2.7 ppm の PWR 一次系模擬環境で約 1,000 時間の腐食試験をした冷間加工 SUS316 ステンレス鋼の中性子照射材（照射量 73 dpa）[1]を用いた。DH 4.1 ppm の試験材より酸化した粒界を、DH 2.7 ppm の試験材より内層酸化膜を含む 8×4×2 μm の引張試験片を集束イオンビーム（FIB）加工で作製した。酸化した粒界あるいは内層酸化膜を試験片中央に応力軸に対して垂直に配し、試験片側面よりスリットを加工して試験片中央部の寸法を 0.3×2 μm とした。FIB-SEM 装置内で室温にて引張試験し、破面を SEM 観察して破壊挙動を調べた。

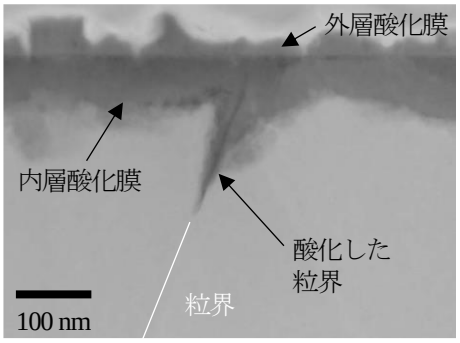



図 1　腐食試験後の照射ステンレス鋼の粒界部の断面 [1]

## 3. 結果

酸化した粒界を引張試験した結果、酸化した粒界で割れが生じて試験片が破断した。破断時の荷重を破面の断面積で除して求めた破断応力を図 2 に示す。DH が高いと酸化した粒界の破断応力は低下し、環境影響があることが確認された。酸化した粒界の破壊強度の DH 依存性は、IASCC 発生しきい応力に対する DH 依存性[3]と一致した。一方、内層酸化膜の破壊強度は酸化していないバルクの粒界と比べて小さかったが、酸化した粒界の破壊強度の約 2 倍であることが分かった。高温水中で照射ステンレス鋼に応力が加わると、破壊強度の低い酸化した粒界で割れが生じ、これが起点となり IASCC が発生する機構が考えられた。

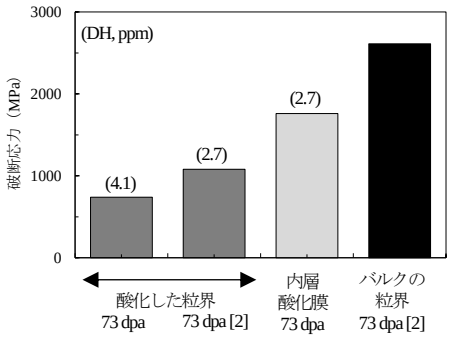



図 2　破断応力の比較

**参考文献**

[1] 福村他, INSS JOURNAL, 27 (2020) NT-8.　[2] T. Miura et al., Proc. 19th ENVDEG (2019).　[3] K. Fujii et al., Proc. Fontevraud 7 (2010).

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

# ステンレス鋼溶接金属の熱時効と照射による腐食特性変化

Effects of thermal aging and irradiation on corrosion behavior of austenitic stainless steel weld metals

*藤井 克彦[1], 山田 卓陽[1], 國谷 耕平[1], 福谷 耕司[1]
[1]原子力安全システム研究所

熱時効および Fe イオン照射したステンレス鋼溶接金属のフェライト/オーステナイトの相境界の組成変化を調べるとともに、PWR1 次冷却水模擬環境中の腐食特性を調べた結果、熱時効後に照射した試料で相境界に顕著な Cr 濃度の低下と Si 濃度の増加が確認され、この試料で相境界に沿った選択的な酸化の進行が確認された。照射に伴い相境界の耐食性が変化することがわかった。

**キーワード**：ステンレス鋼溶接金属、熱時効、照射、照射誘起偏析、相境界選択酸化

## 1. 緒言

オーステナイト系ステンレス鋼溶接金属においては、PWR 1 次冷却水模擬環境の高温 B-LiOH 溶液環境では SCC 進展は認められていない。しかし、BWR 標準水環境や酸素添加高温 B-LiOH 溶液環境ではデンドライト境界に沿った SCC 進展が生じ、非鋭敏化ステンレス鋼の SCC 進展速度に近い値も報告されている。さらに、熱時効により SCC 進展速度は増加する傾向が認められている。しかし、PWR1 次冷却水環境での腐食特性への熱時効と中性子照射の影響、さらにそれらの重畳影響はほとんど調べられていない。そこで、本研究では、熱時効および Fe イオンで模擬照射したステンレス鋼溶接金属を PWR1 次冷却水模擬環境で腐食試験して、ステンレス鋼溶接金属の腐食特性への影響を調べた。

## 2. 方法

400℃で 100 時間、1,000 時間、10,000 時間それぞれ時効した 308L および 316L 溶接金属ならびにその未時効材を供試材として用いた。試験片表面は 0.04μm のコロイダルシリカで仕上げた。6.4MeV の Fe イオンを 300℃で最大 5 dpa まで照射した後、熱時効と照射によるフェライト/オーステナイトの相境界の組成変化をアトムプローブで測定した。320°C の PWR1 次冷却水模擬環境（500ppmB＋2ppmLi＋30cc/kg·H2O）中で全ての試験片を同時に 1,000 時間浸漬した後、酸化膜を表面と断面から SEM で観察した。

## 3. 結論

熱時効では相境界で有意な偏析は認められなかったが、図 1 に示すように熱時効後に照射した試料で相境界に顕著な偏析が生じ、Cr、Mo、Mn 濃度の低下と Si、Ni、P 濃度の増加が確認された。腐食試験の結果、図 2 に示したように相境界で偏析が生じた試料で相境界に沿った選択的な酸化の進行が確認された。SCC の進展経路であるフェライト/オーステナイトの相境界の組成、特に耐食性に影響する Cr 濃度や Si 濃度の変化により、熱時効では生じない相境界の耐食性の低下が照射により生じることがわかった。

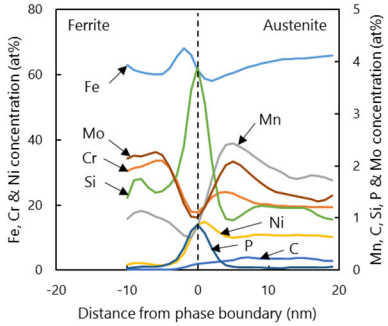
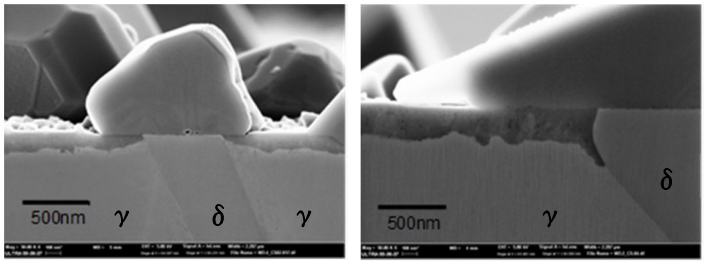



図 1 相境界濃度変化(1kh 時効 5dpa 照射 316L)




(1) 10kh 時効材　　(2) 10kh 時効 5dpa 照射材

図 2 316L 溶接金属相境界部の断面 SEM 観察

*Katsuhiko Fujii[1], Takuyo Yamada[1], Kohei Kokutani[1], Koji Fukuya[1]　[1] Institute of Nuclear Safety System

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

# [3D13-16] Zircalloy

chair: Ken-Ichi Fukumoto (Univ. of Fukui)
Fri. Sep 10, 2021 4:00 PM - 5:15 PM Room D

## [3D13] In-situ TEM observation of the dissolution and re-precipitation behavior of hydrides in Zircaloy-4

*Simian Liu[1,2], Huilong Yang[1], Sho Kano[1], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo, 2. Xi'an Jiaotong Univ)
4:00 PM - 4:15 PM

## [3D14] High Temperature Hoop Deformation of Zircaloy- 4 Nuclear Fuel Cladding using Advanced Expansion due to Compression Test

*Neli Sashkova Nikolova[1], Huilong Yang[1], Sho Kano[1], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo)
4:15 PM - 4:30 PM

## [3D15] Development of Metal-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuel

*Hiroaki Abe[1], Sho Kano[1], Huilong Yang[1], Kazuhiro Takanabe[1], Akira Nakayama[1], Ying Chen[2], Masatake Yamaguchi[3], Yasunari Shinohara[4], Koichi Ogata[4] (1. The University of Tokyo, 2. Tohoku University, 3. JAEA, 4. NDC)
4:30 PM - 4:45 PM

## [3D16] Development of Metal-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuel

*Sho Kano[1], Kenta Murakami[1,2], Huilong Yang[1], Kazuhiro Takanabe[1], Akira Nakayama[1], Ying Chen[3], Masataka Yamaguchi[4], Yasunari Shinohara[5], Koichi Ogata[5], Hiroaki Abe[1] (1. UTokyo, 2. Nagaoka Univ. of Tech., 3. Tohoku Univ., 4. JAEA, 5. NDC)
4:45 PM - 5:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# In-situ TEM observation of the dissolution and re-precipitation behavior of hydrides in Zircaloy-4

*Simian Liu[1,2], Huilong Yang[2] ,Sho Kano[2] and Hiroaki Abe[2]

[1]CAMP Nano, State Key Laboratory for Mechanical Behavior of Materials, Xi'an Jiaotong University,

[2]Nuclear Professional School, Graduate School of Engineering, The University of Tokyo.

Abstract

This work presents delta hydride dissolution and re-precipitation behaviors in Zircaloy-4 by in-situ heating and cooling observation in the transmission electron microscope (TEM). The hydride dissolves in the range of 473-673 K, depending on the hydrogen content. A dislocation loop is left nearby where the hydride finally disappears. The re-precipitated hydrides, normally exhibit a different growth direction from the original ones, preferentially nucleate nearby the dislocation loop during fast cooling.

**Keywords:** Zircaloy-4, hydride, dissolution, precipitation, in situ observation

## 1. Introduction

Zirconium alloys exhibit a strong affinity of hydrogen, which leads to hydride precipitated out from the cladding tubes after a long-time service. As a brittle phase, the formation of hydrides is considered to be detrimental to materials' performance, especially under stress. Although the critical solid solution and critical precipitation temperature of hydrides were determined by the previous studies, there is a lack of detailed descriptions about the dissolution and re-precipitation behaviors of individual hydrides. In situ electron microscopy is an intuitive and effective method to study the dissolution and precipitation of hydrides. However, the work on this aspect is relatively limited. Therefore, the purpose of this study is to investigate the decomposition and re-precipitation behaviors of hydrides in Zircaloy-4 with different hydrogen contents by in-situ TEM observation during heating and cooling.

## 2. Experiment

Zircaloy-4 cladding tube was used as experimental material. It was firstly cold-rolled to a sheet and annealed at 600℃ for 4 h to acquire a fully recrystallized microstructure. The φ-3mm disk specimens were prepared and subsequently subjected to hydrogen-charging processing performed in a vacuum furnace under a gas atmosphere (3.5 vol.% H in Ar) at 673 K with various pressures. In-situ TEM observation was performed using a JEM-2000F microscope and a Gatan heating holder. The heating and cooling rates were estimated as 4 K/min (up to 623 K) and 24 K/min.

## 3. Conclusion

Results showed that the dissolution behaviors of hydride were different, depending on the absorbed hydrogen content. In the low hydrogen content case, the hydrides completely decomposed at ~523 K, while in the high hydrogen case, the hydride partially decomposed even at 623 K. The hydrogen moves into the matrix during heating through bulk diffusion or channel (dislocation and grain boundary) diffusion. It is also noted that after the dissolution of hydride, a dislocation loop was always left nearby, which might play a role in promoting the re-precipitation of hydride upon cooling because of the Korotkoff effect. The structure and crystallographic features of the re-precipitated hydrides were analyzed and compared with the original one. Moreover, the effect of cooling rate on the precipitation of hydrides will be also discussed.

# High Temperature Hoop Deformation of Zircaloy- 4 Nuclear Fuel Cladding using Advanced Expansion due to Compression Test

*Neli Nikolova[1], Huilong Yang[2] , Sho Kano[2] and Hiroaki Abe[1,2]
[1]Department of Nuclear Engineering and Management, Tokyo Univ.
[2]Nuclear Professional School, Tokyo Univ.

**Abstract**

The acquisition of hoop direction tensile properties is necessary for textured materials such as Zircaloy-4 used for nuclear fuel cladding tubes. The purpose of this study is to evaluate the deformation in the hoop direction of Zircaloy-4 at high temperature using a newly developed Advanced Expansion due to Compression (A-EDC) test. In this work, Zirclaoy-4 cladding tubes were tested at temperature ranging from room temperature up to 773 K. The stress-strain curves in hoop direction were derived and the effect of temperature on the tensile hoop properties was further investigated.

**Keywords:** Zircaloy-4 cladding, High temperature, Hoop mechanical properties, Advanced Expansion due to Compression

## 1. Introduction

During the fabrication process of nuclear fuel cladding tubes, Zircaloy-4 undergoes severe plastic deformation, which induces anisotropy in the mechanical properties. Though the mechanical properties of Zircaloy-4 in longitudinal direction are well investigated, there is limited data regarding the behavior of the material in hoop direction. Advanced Expansion due to Compression (A-EDC) is a mechanical testing method based on improvements on the conventional Expansion due to Compression test in which metallic inner pellet is axially compressed therefore radially expanding, causing equally distributed load on cladding specimen. Recently, A-EDC high temperature testing was made possible by using inner pellets with high temperature stability, which was used to study the temperature effect on the hoop properties of Zirclaoy-4 cladding tubes.

## 2. Experimental procedure

A cold-worked and stress-relieved Zircaloy-4 cladding tube ring-shaped specimen with height of 1 mm was used in this study. Bronze and stainless steel inner pellets with diameter of 8 mm and height of 8 mm were prepared for A-EDC test. The compression was done using Shimadzu AG-100KNX tester and the changes in the height and diameter of the inner pellet-ring specimen configuration were monitored by laser displacement meter Keyence TM-3000. Facture morphology microstructure of the tested specimens was observed by scanning electron microscope.

## 3. Conclusion

Zircaloy-4 ring specimens were successfully tested at different temperatures such as 298 K, 473 K, 573 K, 673 K and 773 K using bronze and/or stainless steel pellets. A-EDC test consists of two experiments: pellet only compression and compression with ring shaped specimen. By comparing A-EDC test and pellet deformation, the stress–strain curve of the hoop deformation of the ring-shaped specimen were derived, from which the tensile properties at hoop direction such as yield stress, tensile stress, and elongation were analyzed. In addition, the fracture morphology and area reduction ratio at fracture were analyzed. Evolution of crystallographic structure of Zircaloy-4 samples at various temperature will be further investigated using X-ray Diffraction. The effect of temperature on the hoop deformation up to 773 K will be systematically discussed in the presentation.

# 金属被覆ジルコニウム合金型事故耐性燃料の開発
# (1) 研究の概要と計画

Development of Metal-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuel
(1) Summary and Plan of the Project

*阿部 弘亨[1]、叶野 翔[1]、楊 会龍[1]、高鍋 和広[1]、中山 哲[1]、
陳 迎[2]、山口 正剛[3]、篠原 靖周[4]、小方 宏一[4]
[1]東京大学、[2]東北大学、[3]日本原子力研究開発機構、[4]ニュークリア・デベロップメント

原子力システム研究開発事業（令和 2~5 年度）として採用された研究プロジェクトの全体概要と計画について報告する。事故耐性燃料として有望視される金属皮膜付きジルカロイ合金を開発する。材料開発、耐食性、耐水素特性、照射特性について実験と理論計算を融合した研究体系ならびに令和 2 年度成果を報告する。

**キーワード**：事故耐性燃料、Cr コートジルカロイ合金

## 1. 背景と目的

福島第一原子力発電所事故では、ジルコニウム合金で構成される燃料被覆管の酸化反応熱により温度が上昇し、更なる酸化を引き起こすというサーマルフィードバックがかかり炉心溶融に至った。これを抑制する事故耐性燃料が近年注目されており、複数の燃料概念が提案されている。本研究では、短期的に最も実現性が高いとされる金属被覆ジルカロイ合金に着目し、その開発指針の構築と最適な材料の開発を目的とする。

## 2. 成果

金属被覆ジルカロイ合金については、基材に比べて金属被覆に関する知見は皆無に近い。そこで、特に金属被覆と被覆／基材界面における現象を対象として、科学的合理性および説明性の高い材料開発指針を構築するに十分な研究体制を構築し、実用化に向けた知見を整えるため、材料設計、製造法開発、機械強度評価、腐食特性評価、照射特性評価といった燃料被覆管開発に必要十分な知見の習得を目指した研究チームを作り、この中で実験と計算による複合的研究を展開した。

**【材料設計と機械強度】**Cr とジルカロイ（Zry）の拡散接合、Cr 基希薄合金の探索のための平行状態図等のデータベースを構築した。機械試験評価に必要な AE 解析システム及び長作動顕微鏡システムにより変形に伴う AE 信号及び画像の変化の取得に成功した。また、これまで開発を継続してきた改良型中子拡管（A-EDC）法を高温試験法へ発展させた。

**【腐食と水素影響】**腐食反応に伴う水素発生を触媒化学的、材料科学的、腐食工学的に解明することを目指し、実験的研究と第一原理計算を展開した。Cr と酸化 Cr の表面構造の決定と電子状態解析から水分子、酸素原子、水素分子の吸着構造と吸着エネルギーを求め、また結晶中において水素原子が占める格子間サイトを効率よく見つけるコードを開発した。

**【照射影響】**照射効果、特に水素化に対する照射欠陥の影響を確認するために、東大 HIT のタンデトロン加速器ビームラインに加えて水素イオン加速器を導入し二重ビーム照射実験が可能となるようインフラの整備を実行中である。また、Cr コート Zry4 試料に対し、室温にて 320keV He イオン照射し、Cr/Zry4 界面部の超微小硬さ試験ならびに硬さ試験後の SEM-EDS 観察を実施した。

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD02 20354500 の助成を受けたものです。

---

*Hiroaki Abe[1], Sho Kano[1], Huilong Yang[1], Kazuhiro Takanabe[1], Akira Nakayama[1], Ying Chen[2],
Masatake Yamaguchi[3], Yasunari Shinohara[4], and Koichi Ogata[4]
[1] The University of Tokyo, [2] Tohoku University, [3] JAEA, [4] NDC

# 金属被膜ジルコニウム合金型事故耐性燃料の開発
# (2) 材料開発と照射特性

Development of Metal-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuel
(2) Materials Development and Radiation Effects

*叶野　翔[1], 村上　健太[1,2], 楊　会龍[1], 高鍋　和広[1], 中山　哲[1], 陳　迎[3], 山口　正剛[4],
篠原　靖周[5], 小方　宏一[5], 阿部　弘亨[1]
[1]東京大学, [2]長岡技術科学大学, [3]東北大学, [4]JAEA, [5]NDC

抄録

Cr 被膜付き ATF 材料の耐照射特性を明らかにすることを目的とし、拡散接合法によって板状の純 Cr 被膜付きの Zry4 を作製した。その後、320 keV-He を室温にて～0.5 dpa 照射し、照射前後での試料表面の微細組織特徴ならびに超微小硬さを評価した。

**キーワード**：事故耐性燃料, 照射損傷, イオン照射

本研究グループでは、原子力システム研究開発事業において「金属被覆ジルコニウム合金型事故耐性燃料の開発」を実施している。本事業では、短期的に最も実現性が高いとされる金属被覆ジルカロイ合金に着目し、その開発指針の構築と最適な材料の開発を研究目的としている。ここで、基材は実用材であることから照射や腐食環境下における材料レスポンスに関わる十分な知見を有しているが、一方で、金属被覆に関する知見は皆無である。そこで、金属被覆／基材界面における現象を対象とし、科学的合理性および説明性の高い材料開発指針を構築すべく、実験と計算科学の双方からの研究アプローチを展開している。その中で、本発表では、当該材料の材料開発ならびに供試材への He イオン照射の結果について報告する。

出発材料としてニラコ社製の板状のジルカロイ 4(Zry4)ならびに純クロム(Cr)を使用した。これらの材料を短冊状に加工し、試料表面を鏡面研磨し、980-1050℃の温度範囲にて拡散接合法により板状の金属皮膜付き Zry4 を作製した。なお、ここでは、中間層としてステンレス箔(SUS)を導入し、各金属母相間での密な接合界面を形成した。その後、長岡技術科学大学所有の静電加速器にて、室温にて 320 KeV-$He^+$を 16 ks 照射した。当該照射におけるダメージピーク部の損傷速度は～$3x10^{-5}$ dpa/s であり、また、イオン飛程部における He の注入量は～1.5 at.%と見積もられた。照射後試料は、表面の SEM-EDS 観察と超微小硬さ試験を実施し、各相の照射下における材料レスポンスを評価した。

SEM-EDS 観察結果より、Zry4/Cr 界面付近において幾つかの反応相 (Zr リッチ固溶体、$Zr_2$(Fe,Cr,Ni)等)を確認し、これらの照射前後の化学組成変化は確認されなかった。超微小硬さ試験結果からは、Cr、SUS 相において～1 GPa 程度の照射硬化が確認されたものの、反応相、ならびに、Zry4 における有意な照射硬化の様相は確認されなかった。また、特筆すべき点として、照射領域において Zry4/Cr 界面に沿った微小割れの形成を確認した。$Zr_2$(Fe,Cr,Ni)等のラーベス層については、照射により非晶質化することが知られており、非晶質化に伴う体積膨張を考慮すると、反応相付近で 2-8 %程度の圧縮ひずみが負荷されていると見積もられ、ラーベス層の照射誘起非晶質化による圧縮負荷が微小割れの発生要因である可能性が示唆された。

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD02 20354500 の助成を受けたものです。

---

*Sho Kano[1], Kenta Murakami[1,2], Huilong Yang[1], Kazuhiro Takanabe[1], Akira Nakayama[1], Ying Chen[3], Masataka Yamaguchi[4], Yasunari Shinohara[5], Koichi Ogata[5] and Hiroaki Abe[1]
[1]U-Tokyo, [2]Nagaoka Univ. Tech., [3]Tohoku Univ., [4]JAEA, [5]NDC

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

# [3E01-03] Behavior of Radioactive Nuclides 1

chair: Shunsuke Uchida (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 9:30 AM - 10:25 AM Room E

## [3E01] Investigation of effect by the late-phase release of boron-containing atmosphere on CsI deposit formed on reactor structural material SUS304L

*Muhammad Rizaal[1], Shuhei Miwa[1], Eriko Suzuki[1], Jumpei Imoto[1], Masahiko Osaka[1], Mélany Gouëllo[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. VTT Technical Research Centre of Finland)

9:30 AM - 9:45 AM

## [3E02] Effect of Titanium on the Cs Chemisorption of Stainless Steel

*I Wayan Ngarayana[1], Kenta Murakami[2], Do Thi Mai Dung[1] (1. Nagaoka University of Technology, 2. Tokyo University)

9:45 AM - 10:00 AM

## [3E03] Evaluation of chemisorption experiments by the SA analysis code SAMPSON

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

10:00 AM - 10:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# Investigation of effect by the late-phase release of boron-containing atmosphere on CsI deposit formed on reactor structural material SUS304L

*Muhammad Rizaal[1], Shuhei Miwa[1], Eriko Suzuki[1], Jumpei Imoto[1], Masahiko Osaka[1], Mélany Gouëllo[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]VTT Technical Research Centre of Finland

The gaseous species interaction with the early FP deposits (mostly Cs and I) on the surface of reactor coolant system (RCS) material is considered as one of the factors of gaseous iodine generation at the late phase and could affect the containment atmosphere. In this study, we investigated the reaction of CsI deposit formed on stainless steel type 304L with the steam-boron flow. The experiments for reproducing the RCS temperature gradient in the range of 1000–400 K showed a significant depletion of CsI at 850 K, resulted in the formation of low volatile cesium borates on the former surface, and simultaneously released gaseous iodine that could reach a range below 400 K.

**Keywords:** Cesium iodide, boron, thermal gradient tube, cesium borates, SUS304L

## 1. Introduction

The results of Phebus-FP experiments [1] had shown that the volatile radioactive fission products (FP) such as iodine and cesium after being released from degraded fuel in the event of nuclear severe accident (SA) could be transported to the reactor coolant system (RCS) and the contained building. During the transport, Cs and I can cause chemical reactions and significantly deposit on the surface of the RCS materials as CsI [1]. In the event of a late-phase release of boron, the stable deposit of CsI and the generation of gaseous iodine are likely to be affected by chemical interaction with steam-boron flow. This late phase release of gaseous iodine should be considered in SA analysis, but there is limited data on the reaction. Therefore, we performed an experimental study using a thermal gradient tube (TGT) to investigate the possible mechanism of gaseous iodine formation due to the interaction of CsI deposits with a high-temperature steam atmosphere containing boron.

## 2. Experimental method

The experimental setup called TeRRa [2] was used to simulate the chemical interaction of simulant FP during the transport to the lower temperature regions. The experiment was divided into two sequences: (1) vaporization of CsI from alumina crucible and deposition on the TGT with temperature 1000–400 K, and (2) introduction of boron-containing atmosphere. After that, the inner parts of TGT and the filters located downstream of TGT were taken and dissolved in NaOH solution for the measurement of deposition amount of Cs, I, and B by ICP-MS. The deposits on the sampling coupons at various temperatures were separately analyzed using SEM/EDS, XRD, and Raman spectrometer.

## 3. Results and discussion

The deposition profiles in the TGT for Cs, I, and B are presented in Figure 1 (a). At the initial deposition, CsI was largely deposited at 850–800 K. After introducing boron, the deposit at 850 K was confirmed to be unstable and tend to re-vaporize (primarily as CsI vapor/aerosol). This revaporization caused a significant decrease of such deposits (i.e. 41% of Cs and 76% of I). Following the revaporization, the CsI was then re-deposited at 800–750 K. At the downstream of TGT where the temperature was lower than 400 K, the gaseous iodine was accumulated in the gas trapping system. Greater boron retention at 850–800 K in TGT was likely to induce such gaseous iodine generation, which is initiated by the chemical interaction with predeposited CsI. The Raman spectra of samples at this location supported this inference where cesium borates (tetra- and pentaborate) were identified (Figure 1 (b)). In the scope of the present investigation, the role of steam-boron atmosphere for inducing gaseous iodine generation at late phase had been confirmed. Thus, this role should be considered for the evaluation of iodine in the SA analysis.

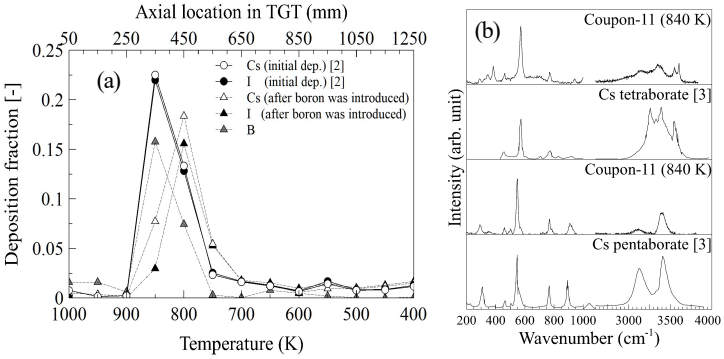



Figure 1. (a) Deposition profile of Cs, I, and B in TGT at initial deposition [2] and after boron was introduced; (b) raman spectra of sampling coupon

## References

[1] N. Girault et al., Ann Nucl Energy, 2013, 61, 143–156. [2] N. Miyahara et al., J Nucl Sci Technol, 2020, 57(12), 1287–1296.
[3] Z. Lixia et al., Russ J Inorg Chem, 2007, 52, 1786–1792.

# Effect of Titanium on the Cs Chemisorption of Stainless Steel

*I Wayan Ngarayana[1], Kenta Murakami[2], Thi Mai Dung Do[1]
[1]Nagaoka University of Technology, [2]Tokyo University

**Abstract:** The effect of Ti and oxidation on the Cs chemisorption of stainless steel (SS) on various temperatures had been identified. Ti was found to effectively suppress the Cs to be chemisorbed between the inner and outer oxide layer.

**Keywords:** cesium, chemisorption, retention, oxidation, stainless steel, titanium

## 1. Introduction

Previous studies show that the minor elements, such as Mo, Si, and B significantly influence the Cs chemisorption and their stability onto stainless steels (SS). Another element such as Ti is also common to be used to improve SS oxidation resistance. Ti as well as the oxide film transformation may change the Cs chemisorption behavior. This study intends to identify the effect of Ti for the Cs retention phenomena onto SS.

## 2. Experiment

The experiment had been conducted using finely polished (10 mm x 10 mm x 0.5 mm) SS 304 and 321 with almost similar element concentrations except for the existence of Ti for ~0.7wt.%. Different pre-oxide films were grown under ambient air environment at 300, 450, 600, 750, 900 & 1050°C temperatures for 3 days. The thin layer of ~0.5 g CsOH was formed on those specimens at its melting temperature (272°C) for 1 hour. Then the temperatures were increased at the respective values for 6 hours. Hereinafter, those specimens were soaked in water and ethanol using the ultrasonic cleaner for 180 s respectively then dipped on acetone for 2 s. Characterization has been done for each step using an optical microscope, XRD, SEM/EDX for surface and cross-section observation.

## 3. Results

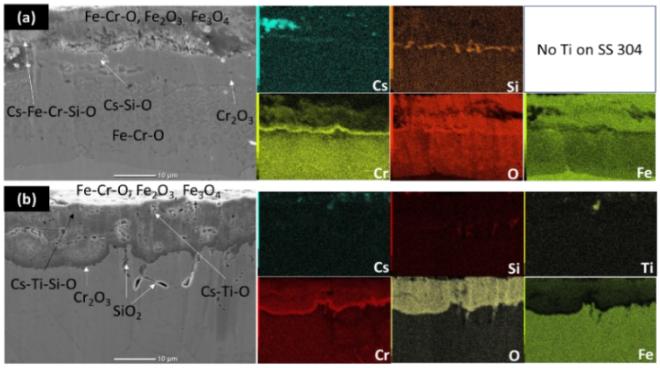



Fig. 1 – Cs can be found between inner and outer oxide layer of (a) SS 304, and only retain on/in the outer oxide layer of (b) SS 321 specimens treated at 900 °C.

Ti was found to gives insignificant impacts to the Cs concentration on the surface of 300°C & 450°C treated specimens. Nevertheless, small sticky particles related to the Cs-Al-Ti-Si-O chemical systems on the outer oxide layer of SS 304 and 321 were observed. The significant impact of Ti was identified at elevated temperatures when the oxide layers grow thicker. As shown by Fig. 1, instead of forming Cs-Si-O as happen between the inner and outer oxide layer of SS 304, Ti can be observed to interact with Cs by forming Cs-Ti-O only on/in the outer oxide layer of SS 321. Relatively high Cs concentration still can be observed on SS 304 specimen treated at 1050°C, but could not be observed in the case of SS 321. The different chemisorption characteristics of those materials can be postulated by assuming; (1) Cs formations that were found between the inner and outer oxide layer of SS 304 are not caused by Cs diffusion. Cs may firstly be chemisorbed on the pre-existing oxide layer then be overlapped by the growth of iron oxide as the outer layer. (2) Cs that only could be observed on/in the outer oxide layer of SS 321 treated at 900°C specimen and completely disappear at 1050°C are influenced by Ti. Ti strongly reacts with Cs forming higher evaporation rate compounds then keeps its compounds on/in the outer oxide layer as well as makes them easily disappear especially at 1050°C.

# SA 解析コード SAMPSON による化学吸着実験の評価

Evaluation of chemisorption experiments by the SA analysis code SAMPSON

*唐澤 英年[1]，鈴木 恵理子[1]，中島 邦久[1]，三輪 周平[1]，木野 千晶[2]

[1]JAEA，[2]エネ総研

SUS 材への CsOH の化学吸着に及ぼす温度の効果を調べるため、実験と解析を行った。実験は温度勾配管のある TeRRa 実験装置を用い、解析は SAMPSON の熱水力解析(THA)モジュールと FP 移行解析(FPRA)モジュールを用いた。この結果から、解析に用いた化学吸着モデル式の妥当性を確認できた。

**キーワード**：化学吸着、CsOH 蒸気、SUS、温度依存性、SAMPSON

## 1. 緒言

福島第一原発(1F)廃炉計画に重要な炉内の Cs 分布評価に資するため、圧力容器上部構造材のステンレス鋼(SUS)への CsOH 蒸気の化学吸着挙動に注目し、そのモデル化を進めている。これまで、温度を一定にして CsOH 蒸気の化学吸着挙動を調べ、化学吸着モデル式を作成した[1)]。今回、温度勾配管を用い、CsOH 蒸気とエアロゾルの共存下での化学吸着量を測定した。また、化学吸着モデルを組込んだ FPTA モジュールと THA モジュールを用いた実験解析を行い、化学吸着モデルの温度依存性の妥当性を検討した。

## 2. 実験と解析

実験は、CsOH 一水和物を蒸発させ、温度勾配管(1273K-473K)内に、内径 39mm、長さ 100mm の試験用配管を 14 本設置した。化学吸着量測定用に、10mm 角の SUS 試験片(Si 含有量 0.5wt%の SUS304)を温度の異なる試験用配管内 5 か所に設置した。なお、下流側の 2 か所の試験片は炭素鋼とした。流体は Ar-4vol%$H_2$-20vol%$H_2O$ で、化学吸着した Cs 量は、試験片を水洗後、濃塩酸と濃硝酸（比率=2:1）で溶解し、ICP-MS で測定した。解析は、THA モジュールで温度勾配管内のガス温度を解析し、FPTA モジュールで CsOH 蒸気の化学吸着量及び凝縮・蒸発量と、CsOH 蒸気の過飽和分から生成するエアロゾルの沈着挙動を解析した。

## 3. 検討結果

CsOH 蒸気は 973K で発生させたため、それ以下の温度では、CsOH 蒸気濃度の低下により Cs 化学吸着量の測定値は 1mg より少なかった。図 1 に、温度勾配管内のガス温度と、壁面の影響を考慮しない場合の Cs 化学吸着量の解析結果を示す。また、Cs 化学吸着量の測定値を、図 1 に丸印で示す。ガス温度は、壁温の設定温度とほぼ同じとなった。ガス温度の解析値から求めた Cs 化学吸着量は測定値とほぼ一致した。化学吸着量に及ぼす壁面への凝縮・蒸発やエアロゾル生成量の影響を検討し、化学吸着量評価の妥当性を確認した。

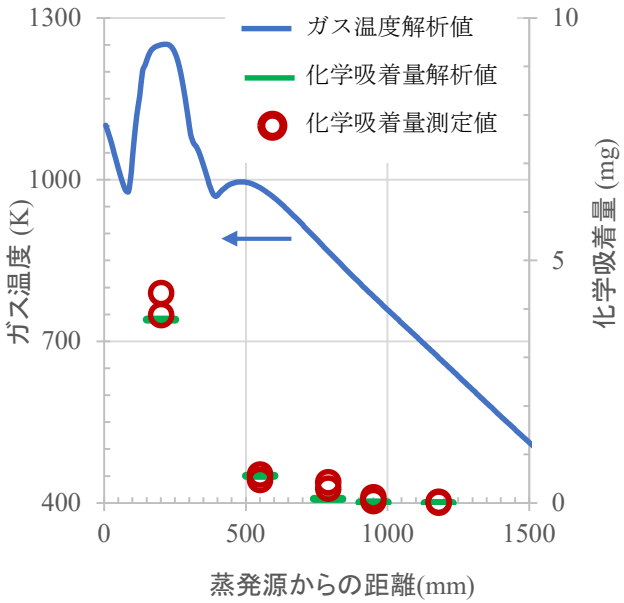



図 1 ガス温度と化学吸着量の評価

### 参考文献

[1] K.Nakajima, et.al., Mech. Eng. J., vol.7, No.3(2020)

*Hidetoshi Karasawa[1], Eriko Suzuki[1] , Kunihisa Nakajima[1] , Shuhei Miwa[1] and Chiaki Kino[2]　[1]JAEA, [2]IAE

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

# [3E04-05] Behavior of Radioactive Nuclides 2

chair: Junichi Takagi (TOSHIBA ESS)

Fri. Sep 10, 2021 10:25 AM - 11:05 AM Room E

## [3E04] Study and evaluation of cesium chemisorption behavior onto steel under simulated nuclear reactor severe accident environment in 400°C.

*Nabaichuan Li[1], Ken Kurosaki[1], Kunihisa Nakajima[2], Eriko Suzuki[2] (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

10:25 AM - 10:40 AM

## [3E05] Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

*Kenichi Tezuka[1], Chiaki Kino[1], Hidetoshi Karasawa[2], Shunsuke Uchida[2] (1. The Institute of Applied Energy, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:40 AM - 10:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# Study and evaluation of cesium chemisorption behavior onto steel under simulated nuclear reactor severe accident environment in 400 ºC.

*Nabaichuan Li[1, 2], Kunihisa Nakajima[1], Eriko Suzuki[1], Ken Kurosaki[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Kyoto University

**Abstract:** Since Cs chemisorption might occur not only within RPV but also within PCV at 1F, Cs chemisorption behavior onto steel was investigated at 400 °C. X-ray diffractometer(XRD) and Raman spectroscopy were used for the identification of Cs compounds formed on carbon steel and stainless steel 304(SS304), which is the structural material of PCV and RPV used in 1F respectively. As a result, $CsFeO_2$ was found to be the major chemisorption product on both carbon steel and SS304.

**Keywords:** cesium, chemisorption, steel, severe accident

## 1. Introduction

Since cesium (Cs) is one of the major radioactive sources, information on the distribution of Cs within reactors is necessary for the fuel debris retrieval at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F). For estimation of the Cs distribution, JAEA has paid attention to the chemisorption of Cs on structural materials such as stainless steels because BWR has a steam separator and dryer that has a large surface area made of SS304. They are located in the upper area of the reactor pressure vessel (RPV), which was experiencing a relatively higher temperature during the accident. However, a recent JAEA study indicates that Cs chemisorption could occur at 400 °C [1] while earlier report indicated Cs chemisorption occurs above 600°C for SS304 [2]. Moreover, cesium ferrate ($CsFeO_2$) is identified as the major chemisorption species. It has been reported that the Cs chemisorption occurs above 600°C for SS304 [2]. Thus, there is a possibility that Cs might be chemisorbed not only on the superstructure surface area inside the RPV but also on a wider area including the steel surface of the primary containment vessel (PCV) at 1F. Hence, to predict the chemisorbed Cs distribution accurately, this study aims to investigate the chemisorption behavior of Cs onto carbon steel (similar to the PCV structural material).

## 2. Experimental method

3 different types of steel were used in this study which is carbon steel 480 (SGV), pure iron (Fe) with a purity of 99.5% which is expected to have the same level of Fe chemical activity as that of SGV, and stainless steel type 304 (SS304). The dimension of the sample is 10 mm x 10 mm x 2 mm. Cs chemisorption tests were performed at 400ºC in Ar-4%$H_2$-20%$H_2O$ for SS304 and in Ar-5%$H_2$-5%$H_2O$ for both SGV and pure Fe. Cs hydroxide monohydrate ($CsOH{\cdot}H_2O$) with a purity of 99.95% was used as a Cs vapor source and vaporized at 650ºC in the chemisorption tests. Due to most of the Cs compound is highly hygroscopic, a nitrogen-filled glove box with a controlled dew point of -71 to 79 ° C was used during sample preparation and storage. Cs compounds formed on the steels were identified by using XRD and Raman spectroscopy. In order to determine amounts of water-soluble and water-insoluble Cs chemisorbed onto the samples, samples after the chemisorption tests were soaked in water at 30ºC for 1 h and then soaked in boiling aqua regia for about 10 min. Amounts of water-soluble and water-insoluble Cs were determined by using inductively coupled plasma mass spectrometry (ICP-MS).

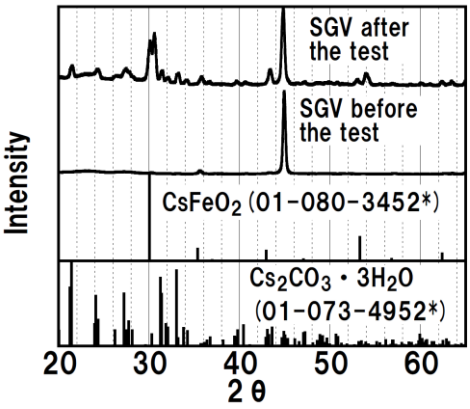



Fig. 1. XRD patterns of SGV before and after chemisorption test at 400 °C (*ICDD pdf number)

## 3. Results and discussion

XRD analysis of the SGV sample indicated that $CsFeO_2$ and $Cs_2CO_3{\cdot}3H_2O$ were presented as shown in Fig.1. While Raman analysis of the SGV sample indicated that $CsFeO_2$ was homogeneously distributed yet $Cs_2CO_3$ seemed to be localized. $Cs_2CO_3$ might be formed by being exposed to air due to the hydrate formed, which can be easily decomposed during the chemisorption test. Fig. 2 shows the determined amounts of water-insoluble (black line) Cs and ratios of amounts of water-insoluble Cs to those of water-soluble Cs (Blue line) for the SGV, SS304, and pure Fe samples. Meanwhile, the amounts of water-insoluble Cs for the SGV samples seem to be smaller than those for the SS304 samples. However, the ratios of water-insoluble Cs amount to those of water-soluble Cs for the SGV samples are higher than those for both SS304 and pure iron samples. Therefore, it is considered that Cs chemisorption for the carbon steel would be easier to occur than that for stainless steel because of the higher chemical activity of Fe.

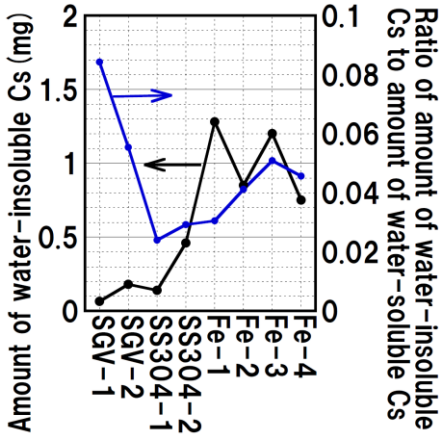



Fig. 2. Amounts of water-soluble and water-insoluble Cs for SGV, SS304 and pure Fe after chemisorption tests at 400 °C

## Reference

[1] 中島他、原子力学会 2021 春の年会 3G02. [2] B. R. Bowsher, et al., AEEW-R 1863, (1990).

# 福島第一原子力発電所での放射性核種の短長期挙動の評価
# (9) 事故シナリオ分析に基づく建屋内線量分布に関する現象論的考察（3 号機）

Evaluation of Short and Long-Term Behavior of Radioactive Nuclides Distributed in Fukushima Daiichi NPP

(9) Phenomenologically estimation of dose rate in a building based on an accident scenario investigation (Unit-3)

*手塚　健一[1]，木野　千晶[1]，唐澤　英年[2]，内田　俊介[2]

[1]エネ総研，[2]JAEA

事故シナリオ分析の観点から、福島第一原子力発電所の 3 号機炉内における放射性核種分布(RN)に関して現象論的に評価した。本評価より、圧力抑制プール(SC)への RN 移行が限定される可能性があること、長期に亘ってセシウムなどがシールドプラグを汚染する可能性があることなどを指摘した。

**キーワード**：福島第一原子力発電所、シビアアクシデント、廃炉、FP 分布、SAMPSON

## 1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)における炉内の放射性核種分布を把握するためには、事故進展時の短期的 RN 移行挙動および事故収束後の長期的 RN 移行挙動を理解する必要がある。本研究では 3 号機について、事故シナリオ分析に基づきながら事故中の RN 挙動について現象論的に考察し、想定し得る各領域における放射性核種の存在量・形態などについて議論する。

## 2. 前提となる事故進展シナリオ

2011 年 3 月 13 日から 15 日における 3 号機の圧力測定値を右図に示す。3 月 13 日 9 時前には RPV から PCV へのリークが発生したと推定される。3 月 14 日の 7 時頃には PCV 圧力がバランスしたことから、PCV からのリークが発生し、その後水素爆発後には PCV リーク面積が拡大したと推定される。

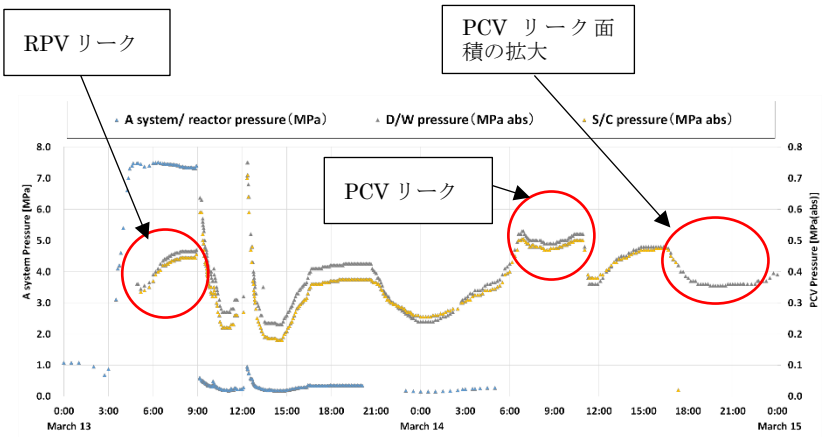



図 1 3 号機における RPV/PCV 圧力測定値

## 3. 放射性核種分布の現象論的評価

炉心溶融が開始している 3 月 13 日 9 時前には RPV から PCV へのリークが発生していることから、主蒸気逃がし安全弁を経由した RN の SC への移行が限定される可能性がある。また、3 月 14 日以降は PCV から環境へ RN が放出されていると推定される。PCV からのリーク発生個所を圧力測定値から読み取ることは難しいが、これまでの 1F 内部調査を通じてシールドプラグが高濃度に汚染されていることが報告されており、水素爆発で損傷した PCV トップヘッドフランジからのリークであった可能性が高い。

---

*Kenichi Tezuka[1], Chiaki Kino[1], Hidetoshi Karasawa[2] and Shunsuke Uchida[2]

[1]IAE, [2]JAEA.

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

# [3E06-08] Radiolysis 1

chair: Ryuji Nagaishi (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 11:05 AM - 12:00 PM Room E

## [3E06] The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation

*Kuniki Hata[1], Satoshi Hanawa[1], Yasuhiro Chimi[1], Shunsuke Uchida[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

## [3E07] The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation

*Shunsuke Uchida[1], Kuniki Hata[1], Satoshi hanawa[1], Yasuhiro Chimi[1] (1. JAEA)

11:20 AM - 11:35 AM

## [3E08] Track diffusion model simulation study on primary processes of neutron radiolysis of water at high temperatures

*Yusa Muroya[1], Yoichi Wada[2], Masahiko Tachibana[2], Kazushige Ishida[2], Ryosuke Shimizu[3], Takahiro Kozawa[1] (1. ISIR, Osaka Univ., 2. Res. Develop. Gr, Hitachi, Ltd., 3. Hitachi-GE Nucl. Energy, Ltd.)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# PWR 条件の照射下での水素注入効果の評価
# (3) ラジオリシスに及ぼす pH 効果の主要因

The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation

(3) Major causes for pH effects on water radiolysis

*端　邦樹[1]，塙　悟史[1]，知見　康弘[1]，内田　俊介[1]

[1]原子力機構

加圧水型軽水炉（PWR）一次冷却系の溶存 $H_2$ 濃度の最適化に向けて、冷却水中での腐食電位（ECP）の解析的評価を進めている。その一環として、PWR 一次系の高 pH 条件でのラジオリシス現象について解析的に調べ、酸化剤生成メカニズムの検討を行った。

**キーワード**：PWR、水の放射線分解、ラジオリシス解析、腐食電位解析、INCA ループ

## 1. 緒言

国内 PWR では、PWSCC の抑制や更なる被ばくの低減を目指して、一次冷却系の溶存 $H_2$ 濃度の最適化が検討されている。本研究では、PWR 一次系環境の ECP の解析的評価手法の確立のため、PWR 一次冷却系での高 pH やホウ素由来のα線の影響を考慮したラジオリシス解析手法を整備し、ECP 解析の入力パラメータである酸化剤生成量の計算を行っている。これまでの解析により、pH の上昇に伴い酸化剤である $H_2O_2$ 濃度が抑制される傾向が示されたことから、本稿では高 pH 条件を対象としたラジオリシス解析による $H_2O_2$ 生成メカニズムの検討を行った。

## 2. ラジオリシス解析

ラジオリシス解析コードを使用し[1]、表 1 に示すプライマリ収率に基づき各放射線がラジオリシスに与える影響を評価した。解析に使用した線量率を表 1 の最下段に示す。線量率等の条件は INCA ループにおける PWR 水化学試験データを基に設定した[2]。

表 1 各放射線による化学種のプライマリ収率（個/100eV）及び線量率

| Species | γ | Neutron | α |
|---|---|---|---|
| $e_{aq}^-$ | 3.50 | 0.60 | 0.13 |
| H• | 0.90 | 0.50 | 0.12 |
| $H^+$ | 3.50 | 0.60 | 0.13 |
| $H_2$ | 0.60 | 1.50 | 1.65 |
| $H_2O_2$ | 0.55 | 1.14 | 1.55 |
| $HO_2$ | 0.00 | 0.04 | 0.00 |
| •OH | 4.50 | 1.70 | 0.45 |
| Dose rate (Gy/s) | $4.00 \times 10^3$ | $4.30 \times 10^3$ | $2.85 \times 10^3$ |

## 3. 結果と考察

290°C で pH を変化させたラジオリシス解析を行ったところ、高 pH 条件で $H_2$ 添加時に水和電子（$e_{aq}^-$）の増加が確認された（図 1）。ラジオリシスでは $H_2$ は•OH との反応（$H_2 + •OH \rightarrow H• + H_2O$）でのみ分解する。この反応で生成する H•の反応経路を調べたところ、高 pH では H•と $OH^-$ の反応（$OH^- + H• \rightarrow e_{aq}^- + H_2O$）が加速し、$e_{aq}^-$が増加することが分かった。$e_{aq}^-$と $OH^-$ は、$H_2O_2$ の補足剤であるため、高 pH 条件で $H_2O_2$ 濃度が低下するものと考えられる。

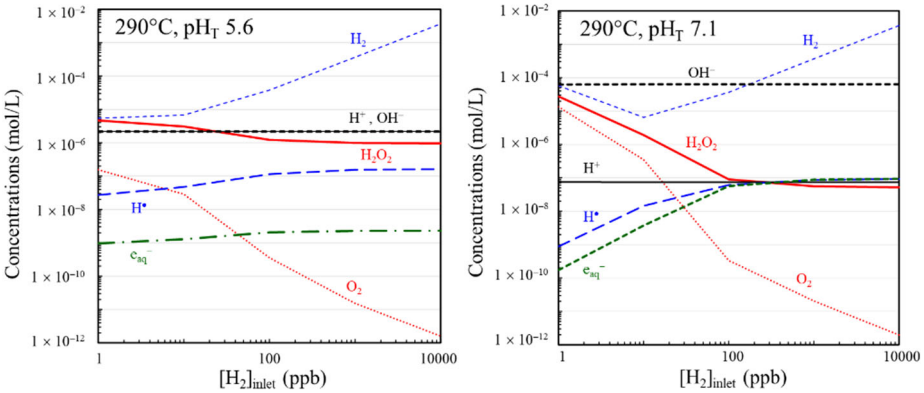



図 1 照射下における化学種の濃度の水素添加量依存性（左：中性条件、右：アルカリ性条件）

**参考文献**

[1] S. Hanawa, et al., , Journal of Power Energy System, 1, pp.124-133 (2007)

[2] H. Takiguchi, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 41, pp.601-609 (2004)

---

*Kunik Hata[1], Satoshi Hanawa[1], Yasuhiro Chimi[1], Shunsuke Uchida[1]

[1] JAEA

# PWR 条件の照射下での水素注入効果の評価
# （4）一次冷却系中のステンレス鋼の ECP に及ぼす水素の直接及び間接効果

The effects of hydrogen addition on the corrosive conditions of PWR primary coolant under irradiation
(4) Direct and indirect effects of pH on ECP of stainless steel in the primary cooling water

*内田 俊介[1]，端 邦樹[1]，塙 悟史[1]，知見 康弘[1]
[1]原子力機構

ラジオリシス、表面性状、金属イオン溶解度などを通して、pH 及び水素（$H_2$）が腐食電位（ECP）に及ぼす直接及び間接影響について議論し、ECP 低減の視点からの最適 pH 制御を検討する。

**キーワード**：PWR, 水の放射線分解，ラジオリシス解析, 腐食電位解析, INCA ループ

## 1. 緒言

PWR では、高 pH の影響が顕著である。ラジオリシスに及ぼす pH の影響は前発表（3）で示した。前回の発表(2)おいて、PWR 一次冷却系では $H_2$ の酸化電流が $H_2$ 注入による ECP 低減に寄与することを示した。PWR での $H_2$ 添加効果及びそのラジオリシス及び電気化学評価においては、BWR で得られた知見を十分に活用することが好ましく、同一モデルで広い pH 範囲での ECP 挙動を適切に評価することが重要となる。

## 2. ECP 評価手法

まず、ラジオリシス解析コード WRAC-J[1)]を用いて腐食性分解生成種濃度を求め、次いで被膜生成成長と電気化学モデルを連成させた ECP 解析コード[2)]で ECP を求めた。

**2.1 主要 ECP 決定パラメータ**：表 1 に ECP に直接、間接に影響を及ぼすパラメータを示す。ここでは特に $H_2$ と pH の影響に特化して議論する。

**表 1 主要パラメータとECPとの関連**

| 主要パラメータ | ECP 支配要因、機構 |
|---|---|
| 酸化種濃度 $H_2O_2$、$O_2$ | カソード電量密度 |
| （還元種） $H_2O_2$、$H_2$ | アノード電量密度 |
| 温度 | 溶解度、電極反応速度 |
| pH | 溶解度、電極反応速度 |
| Fe溶解度 | 電極反応速度 |
| 酸化被膜　厚さ,化学形態 | 電極反応速度 |
| 流速 | 酸化被膜を通し、ECPに影響 |

**2.2 pH の影響**：pH は電極反応速度を決める基本的なパラメータとして重要な役割を示すが、これまでの $H_2$ の影響評価では、高 pH 条件（PWR 条件）および中性条件（BWR 条件）で、それぞれ独立に評価されてきた。本評価では、これを一元的に、単一の評価手法で、pH を変化させて ECP に及ぼす pH 影響を評価した（図 1）。

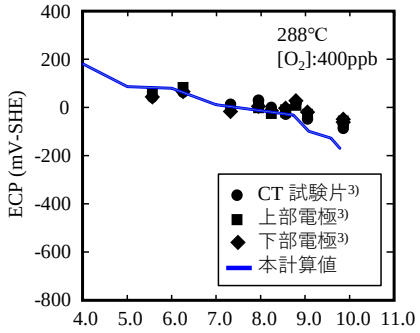



**図 1 ECPのpH依存性[3)]**

**2.3 ECP に及ぼす $H_2$ の影響**：中性条件下では、$H_2$ は $H_2O_2$ など酸化種の濃度を低減させることにより ECP の低減を可能にしたが、高 pH 条件下では $H^+$の影響で $H_2$ フリーの条件でも ECP が低下する。さらに $H_2$ 添加の結果、$H_2O_2$ などの酸化種濃度が十分に低下しない条件でも、$H_2$ の酸化反応によるアノード電流の増加によって ECP がさらに低減する。中性条件でも貴金属触媒の存在下では、高 pH 条件の場合と同じく、$H_2$ の酸化電流による ECP の低下が測定されている。

## 3. 結論

同じ基盤上で $H_2$ 添加による ECP 低減効果を評価すると、$H_2$ 添加に及ぼす pH の影響が明確になり、従来見えなかった現象も明視化され、新たな ECP 低減策が創成可能であると考える。

**参考文献**

[1] S. Hanawa, et al.,J. Power Energy Sys., 1 (2), p.123-133 (2007). [2] S. Uchida, et al., Nucl. Technol., 183, 119-135 (2013).
[3] Y. Wada, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 38(8), p.621-632 (2001).

*Shunsuke Uchida[1], Kuniki Hata[1], Satoshi Hanawa[1] and Yasuhiro Chimi[1,2]
[1]JAEA

# トラック拡散モデル計算による高温水の中性子ラジオリシス初期過程の研究

Track diffusion model simulation study on primary processes of neutron radiolysis of water at high temperatures

*室屋 裕佐[1]、和田 陽一[2]、橘 正彦[2]、石田 一成[2]、清水 亮介[3]、古澤 孝弘[1]

[1]阪大産研、[2]日立・研開、[3]日立 GE

トラック拡散モデルに基づく高温水の中性子ラジオリシス計算コードを構築し、BWR 条件を含む室温～亜臨界状態にわたる放射線誘起反応の初期過程を調べるとともに、いくつかの炉型（異なる中性子スペクトル）における初期分解生成物のプライマリ G 値（*g* 値）を評価した。

**キーワード**：高温水，中性子ラジオリシス，トラック拡散モデル計算，初期過程，プライマリ G 値

## 1. 緒言

軽水炉の健全性評価において、様々な放射線化学の知見に基づき冷却水の化学雰囲気を精確に把握することが重要である。高温水ラジオリシスの知見は、線エネルギー付与(LET)の低い放射線（β, γ）照射に関しては近年充実しつつあるが、高 LET 線（中性子やイオンビーム）については必ずしも充分ではなく、分解生成物のプライマリ G 値等の報告値も一致していない。本研究では、中性子ビーム誘起のラジオリシスコードを構築し、沸騰水型原子炉(BWR)炉水温度を含む室温～亜臨界状態の放射線誘起反応の初期過程、および BWR と研究炉（中性子スペクトル）における水分解生成物のプライマリ G 値（*g* 値）の評価を行った。

## 2. 中性子ラジオリシス初期過程計算コード構築

中性子照射によるエネルギー付与は、中性子自身ではなく主に水分子から生じる反跳陽子（高 LET）によって行われることから、様々な LET の陽子線トラック（円筒状）の拡散反応モデルに基づく中性子照射の計算コードを構築した。イニシャル G 値（1 ピコ秒）や約 60 式の化学反応セットなど、原理的に低 LET 線と同じものはその知見を活用した[1,2]。

## 3. 結果と考察

図 1 に様々な LET の陽子ビーム照射下の OH ラジカル G 値の時間挙動を示す。高 LET ほど G 値が低下するが、これはトラック内のラジカル間反応がより顕著となるためである（例えば $OH + OH \rightarrow H_2O_2$ など）。高温では H 由来の OH 再生反応（$H + H_2O \rightarrow H_2 + OH$）等も顕著となる。

ある初期エネルギーの中性子から複数の反跳陽子トラックが生成し、また陽子のエネルギーに応じて LET も 5～80 eV/nm に変化する。それらの効果を考慮して中性子照射の計算を行い、異なる中性子スペクトルを持つ炉における主な放射線分解生成物のプライマリ G 値（*g* 値）を見積もった結果を図 2 に示す（破線：BWR、実線：高速炉弥生（東京大学））。プライマリ G 値は低 LET 線ではビームエネルギーにあまり依存しないが、中性子では 10－20%程度変化することが示唆された。

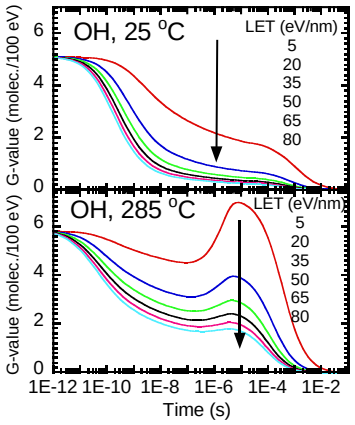



Fig. 1. Time dependent G-values of OH at various LET between 5 to 80 eV/nm at 25 °C (upper) and 285 °C (lower).

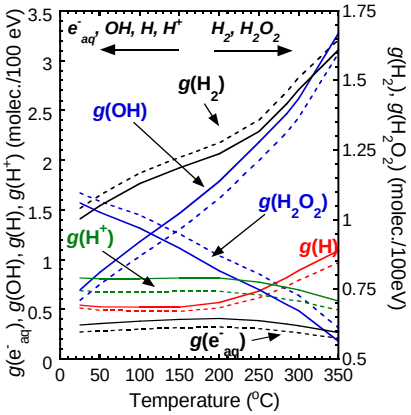



Fig. 2. Primary G-values of main radiolytic species at high temperatures evaluated for BWR (dashed lines) and Yayoi (solid lines).

**参考文献**

[1] A. J. Elliot et al., *AECL report*, 2009. [2] Y. Muroya et al., *PCCP*, 2017.

*Yusa Muroya[1], Yoichi Wada[2], Masahiko Tachibana[2], Kazushige Ishida[2], Ryosuke Shimizu[3], Takahiro Kozawa[1]

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

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee

# [3E_PL] Fundamental Policy and Future Strategy of Standards Committee

chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room E

## [3E_PL01] Fundamental Policy of Standards Committee

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

## [3E_PL02] Utilities' expectations toward the standards and future actions

*Yasunori Yamanaka[1] (1. FEPC)

## [3E_PL03] Case Examination

*Takashi Takata[1] (1. UTokyo)

## [3E_PL04] Discussion

*Naoto Sekimura[1], Akio Yamamoto[2], Yasunori Yamanaka[3], Takashi Takata[1] (1. UTokyo, 2. Nagoya Univ., 3. FEPC)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

標準委員会セッション

# 標準委員会の基本方針と今後の戦略について
Fundamental Policy and Future Strategy of Standards Committee

## （1）標準委員会の基本方針

(1) Fundamental Policy of Standards Committee

*山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

### 1. 基本的な考え方と活動目的

原子力安全の確保のためには、高品質な規格基準類が重要であることは論を待たない。規格基準類は、原子力施設のライフサイクルにわたり、安全性を確保するための重要な手段となる。では、原子力安全の確保のために、いわゆる「規格」や「基準」のみで十分であろうか。福島第一原子力発電所事故で我々が学んだことは、安全性確保に直接必要となる情報に加え、それらの背後にある「概念」や「考え方」を自らの頭で理解し自分の血肉にすることの必要性、でもあったのではないか。「概念」や「考え方」は原子力施設の安全性を確保し、それを継続的に改善していく際、正しい方向に進んでいくための羅針盤として重要である。

日本原子力学会標準委員会の名称には、「規格」や「基準」ではなく「標準」が用いられている。これは、標準委員会として議論の対象とするものは prescriptive な規格・基準のみならず、より基本的な「概念」や「考え方」まで含めて対象とするためである。

このような考えに基づき、標準委員会はその活動目的を以下のように定めている[1]。
「標準委員会（以下,「委員会」という）は，原子力施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保する観点から，原子力施設の設計・建設・運転・廃止に関する規格・指針・手引き等（以下,「標準」という）を最新の技術的知見をふまえて制定・改定することを目的とする。」

### 2. 制定する標準の位置づけ、性格と目指す標準の姿

標準委員会で策定する標準の位置づけは、「制定する標準は，原子力施設の設計・建設・運転経験を含む最新の技術的知見を十分反映し，過度に保守的でなく，合理的な設計・建設・運転管理並びに廃止措置を可能にする信頼性の高いもので，国内外の関係者に広く利用されるものであるべきである。」としている[1]。この位置づけを実現するため、標準委員会で策定する標準は以下の性格を備えることとしている。

- 公平性：特定の個人・企業・業界の利益に偏らないものである
- 公正性：標準内容に関する広範囲の知見・意見の収集･検討を踏まえたものである
- 公開性（透明性）：明確かつ公開された審議・制定過程に基づくものである
- 専門性：専門家の結集による高い技術水準の維持に寄与するものである
- 迅速性：新技術を迅速かつ弾力的に取り込んでいるものである
- 合理性：安全確保を前提とした合理的設計・運用を可能にするものである
- 発展性：民間の技術力向上へのインセンティブをあたえるものである
- 国際性：海外の標準との交流，調整を通じて，海外でも引用され，統一規格化に資するものであると同時に非関税障壁にならないものである

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

以上のことを踏まえて、標準委員会で目指している標準の姿は次のようにまとめられる。

- 高い水準の技術に基づき、原子力施設の安全性・信頼性を効果的かつ効率的に確保する観点から、最新の技術的知見をふまえて制定・改定する
- 最新の技術的知見を十分反映し、過度に保守的でなく、信頼性の高いもので，国内外の関係者に広く利用される
- 時期を逸することなく適切に制定し、原子力安全と原子力事故のリスク低減に貢献する
- 関連する学会・機関と協力し、関係する組織との緊密な連携・調整に基づく
- 統一的な安全哲学に基づいた階層構造を有する
- 使用者（国及び民間）のニーズ、シーズを反映して速やかに整備する

### 3.傘下の組織

2021 年 4 月 1 日現在の標準委員会の組織図を図 1 に示す。以下では、傘下の組織について概要を説明する。

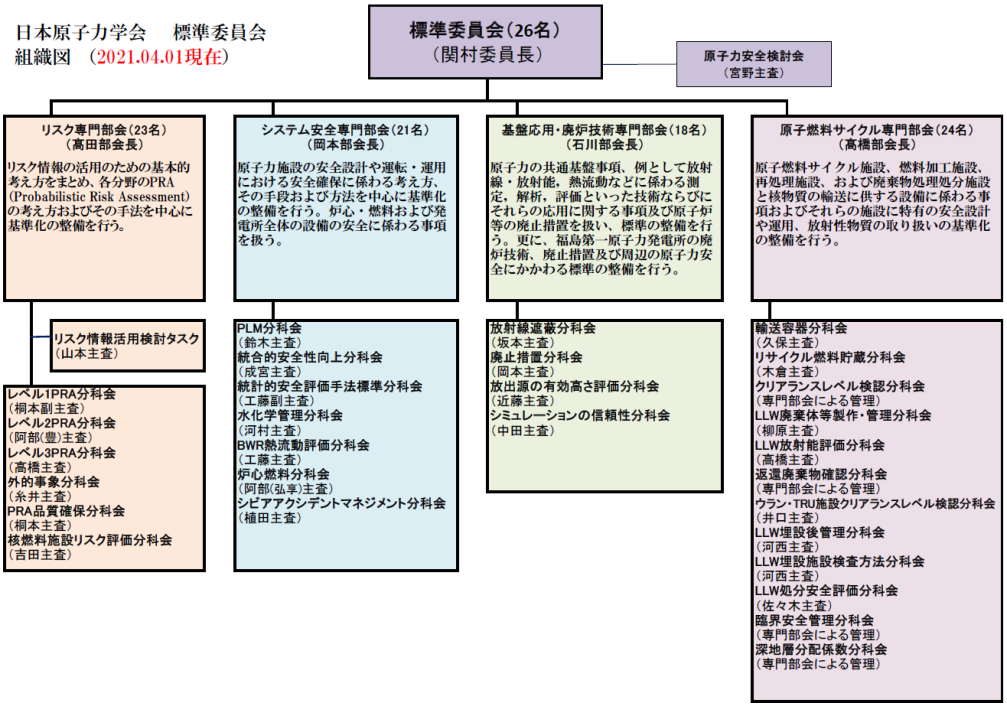



図 1　標準委員会組織図(2021 年 4 月 1 日)

### 3.1 原子力安全検討会

標準委員会として制改定すべき標準の戦略策定に必要となる調査及び検討を行うこと、特に標準委員会として制改定すべき標準の方向性及び見通しを継続して発信することを目的としている。この検討においては、国内関係機関、国内学協会及び世界の状況を広く見つつ、俯瞰的・包絡的な議論を重視している。得られた成果は、技術レポートとして知見を共有するだけにとどまらず、標準委員会 4 専門部会及び他学協会の規格において具体化されることを想定している。原子力安全検討会のミッションとしては、次の事項が上げられる。

- 国内外の標準・基準・規格に係る最新の動向を調査し標準委員会で共有する
- 原子力学会の技術部会及び国内関係機関（電気事業者、メーカ等）と標準整備にかかる意見交換を実施する
- 「原子力安全にかかる基本的考え方」の整備と発信を行い、標準を含む学協会規格の整備の基礎とする
- 標準活用に資する教育プログラムの整備と発信を行う

### 3.2 専門部会

標準委員会の活動を計画的に進めていくため、傘下の専門部会においては以下の事項を念頭に置きつつ活動を行っている。

1. 標準制定に関わる任務：標準の策定方針案を作成する。標準委員会にて認定された基本方針および策定方針に従い、標準の制定、改定、廃止の原案を策定する。
2. 対外に関わる任務：標準の技術的な内容を、関係組織及び一般公衆に対して説明する。あわせて意見交換も行い、標準策定活動に関する意見、要望を評価する。

また、活動を計画的に行うため、5 か年計画を作成し、毎年更新している。標準委員会の取り組みを社会に広く知っていただく観点から、この 5 か年計画を本年度から標準委員会のホームページ上に掲示している[2]。以下、各専門部会の活動概要を示す。

### 3.2.1 リスク専門部会

①今後の我が国における原子力施設の継続的な安全性向上において PRA 標準が今まで以上に重要な位置づけになることを踏まえ，PRA（Probabilistic Risk Assessment）の活用を念頭に，PRA 標準の規定文の階層化，新知見の導入迅速化，などを図ることにより PRA 標準のあり方，構成を見直していくことに重点的に取り組む。

②適用範囲の拡大として，地震随伴事象 PRA など外的事象 PRA の適用範囲拡大，停止時 PRA 及びレベル 2PRA の外的事象への適用拡大，複数ユニット・サイトのリスク評価，使用済燃料ピットのリスク評価，などが挙げられる。これらの課題に対しては，現時点では手法開発や試評価例にかかる文献が多くないことから，まずは文献調査や事例調査による現状知見の整理，技術的論点に対する分析などを行うことで，将来の標準策定に向けた準備を進めるとともに，必要な研究テーマを技術レポートなどの形で示していくことで研究開発・技術開発を促す契機とする。また，対象施設を原子力発電所だけではなく，核燃施設への拡大を進めていく。

③標準の制定・改定（適用範囲拡大）の優先度の考え方としては、ユーザーのニーズを聞き取り，技術の進捗を考慮した上で，PRA 実施の有効性が高い事象のものを優先する。

### 3.2.2 システム安全専門部会

原子力施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保する観点から、原子力施設の設計・建設・運転・廃止等に関する標準を最新の技術的知見を踏まえて制定・改定することを目的とする。

### 3.2.3 基盤応用・廃炉技術専門部会

基盤応用・廃炉技術専門部会は、標準委員会の基本方針および策定方針に従い、５か年計画に基づき、放射線、廃止措置及びシミュレーション技術等に関する標準の制定、改定、廃止の原案の策定を実施する。また、本専門部会にて策定した標準の技術的な内容について、一般公衆及び関係官庁等に対する対外的な説明性が確保されるように活動を進める。

### 3.2.4 原子燃料サイクル専門部会

標準委員会の活動基本方針に従い、原子燃料サイクル施設、放射性廃棄物処理処分施設及び核燃料物質輸送設備等の安全設計、運用に係る標準の制定、改定（追補版発行を含む、以下同じ）、廃止の原案の策定に責任を持つ。また、標準原案作成にあたっては、リスク情報の活用やグレーデッドアプローチの考え方を積極的に取り入れて安全性の観点はもとより実効性の高い標準策定を目指すとともに、海外および国内の当該分野における規格基準など標準類との整合性に配慮していく。

## 4.課題

標準委員会の第 1 回会合が開かれたのは、1999 年 11 月 1 日であり、20 年以上にわたって活動を続けている。2011 年には福島第一原子力発電所事故が発生し、標準委員会に期待される事項も発足当初とは大きく変化してきているものと考えられる。このような背景のもと、標準委員会の取り組みに関する課題としては、以下のものが上げられる。

・標準委員会で作成する標準は誰のためのものか
・標準に対するニーズは、ステークホルダー間で整合しているか
・規制にエンドースされる標準を策定すべきか
・規制委員会の現行規制に準拠した標準を策定すべきか
・現場の運営に役立つ「仕様規定的」「ガイドライン的」な標準策定を行うべきか
・標準委員会が目標としている位置づけの標準が策定できているか
・策定している標準とその議論の過程は、標準委員会が目標としている性格を満足しているか
・策定している標準は、標準委員会が目指している姿と合致しているか
・標準委員会の運営の持続可能性はあるか

**5.まとめ**

標準委員会の基本方針と今後の取り組み方針についてとりまとめた。企画セッションでは、広い方々から標準委員会の基本方針について様々な忌憚なきご意見をいただけることを期待している。

**参考文献**

[1] 「標準委員会の活動基本方針」、日本原子力学会標準委員会、平成 30 年 6 月 6 日、https://www.aesj.net/committee/permanent/standard
[2]「標準策定 5 か年計画」日本原子力学会標準委員会、2021 年 7 月 24 日アクセス、https://www.aesj.net/committee/permanent/standard

2021年秋の大会

標準委員会セッション

# 標準委員会の基本方針と今後の戦略について
Fundamental Policy and Future Strategy of Standards Committee

## （2）規格基準に対する事業者の期待と今後の取組み

(2) Utilities' expectations toward the standards and future actions

*山中　康慎[1]
[1]電気事業連合会

### 1. はじめに

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故（以下 1F 事故）以降、原子力発電事業を取り巻く社会環境は大きく変化した。

規格基準に関して言えば、1F 事故以前は「国が性能規定を作り、民間がその具体化のための仕様規定を作る」という国及び民間の役割分担が共通認識として存在していたが、1F 事故以降は原子力規制委員会が技術基準類やガイド類（審査基準等）を自ら制定するように変化した。

また、これまで JANSI（1F 事故以前は JANTI）が中心的に担ってきた規格基準策定支援についても、事業者自らがより一層関与を深めるよう引継ぎを行っているところである。このような大きな状況変化を踏まえ、学協会が策定する規格基準は事業活動に必須という基本的認識の元、事業者としての規格基準への期待事項を改めて整理・確認するとともに、それを踏まえた事業者として規格基準に係る今後の取組みについて検討を始めた。

### 2. 事業者の取組み

#### 2-1. 規格基準に対する期待

原子力発電を今後も事業として継続していくためには、既存発電所の安全性向上は言うに及ばず、発電所運営効率の向上、さらには各ステークホルダーの方々との良好なコミュニケーション、の実現によって社会との信頼関係を再構築することが必要と事業者は考えている。その実現のため、事業者としての規格基準への期待としては、使いやすくかつ社会から信頼される規格基準であること、と考えている。

#### 2-2. 今後の取組み

事業者はこれまでも学協会の規格基準策定活動にさまざまな形で関与してきた。しかしながら、規格基準への期待を実現していくために、学協会が進める策定活動にこれまで以上に積極的に関与し、規格基準ユーザーである事業者としての役割を果たしていくことが重要と考えている。

そこで第一段階として、これまで JANSI が担ってきた規格基準の策定支援の役割を事業者が引継ぐとともに、事業者が担ってきた役割も含めて統合・再整理した上で、より積極的に規格基準策定事業者が関わっていくための体制整備を進めている。加えて、事業者の規格基準に対するニーズの抽出を行い、学協会との対話を開始したところである。

また、これから第二段階として、これまで事業者が行ってきた規格基準策定活動への関わり方そのものの見直しを行い、事業者としても、また学協会としても、持続可能でかつ事業者の期待を実現できる規格基準策定活動となるような提案を学協会に対して行えるよう、検討を進めていく計画である。

---

*Yasunori YAMANAKA[1]
[1]The Federation of Electric Power Companies

2021年秋の大会

標準委員会セッション

# 標準委員会の基本方針と今後の戦略について
Fundamental Policy and Future Strategy of Standards Committee

## （3）事例検討：外的事象にかかる標準

(3) Case Study: Standards for Nuclear Safety against External Events

*高田 孝[1]，成宮 祥介[2]，小林 哲朗[3]，飯田 晋[4]
[1]東京大学，[2]原子力安全推進協会，[3]電源開発，[4]東北電力

### 1. はじめに

標準委員会傘下の原子力安全検討会では、標準委員会として制改定すべき標準の戦略策定に必要となる調査及び検討を行うこと、特に標準委員会として制改定すべき標準の方向性及び見通しを継続して発信することを目的とした活動を実施している。2016 年から 3 ヶ年にわたり、日本地震工学会「原子力発電所の地震安全の基本原則に関わる研究委員会」と協働し、特に我が国において重要な外的事象である地震に対する安全確保の基本的な考え方やその実践について、技術レポートとしてまとめてきた[1]。また 2018 年度からは、外的事象安全分科会を設置し、上記レポートの外的事象全般への拡張、国内外の調査に基づく留意点、課題の摘出、並びに学協会規格や関連するステークホルダーへの提言を取りまとめ、標準委員会技術レポート（「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」）発行に向け活動している。本報告では、外的事象にかかる標準におけるケーススタディとして、分科会で議論された課題や提言について概説する。

### 2. 外的事象に対する原子力安全の基本的考え方

検討における適用範囲としては、原子力発電所における外部ハザード（自然ハザードおよびテロ等の意図的な不法行為によらない人為ハザード）としている。基本的な考え方としては、検討すべきハザードのリストアップ、特性分析及び選定を行う必要があり、原子力学会標準[2]や ASMPSA_E[3]等を参考に検討を行った。また 2019 年末より世界中で猛威を振るっている COVID-19 などのパンデミック（感染症の世界的な大流行）についても、リスク評価や対処が地震等の他の外部ハザードとは異なるものの、検討すべき外部ハザードの範疇とし、国内外の現状と課題について整理している[4]。

外部ハザードに対する安全確保のための基本的な考え方を図 1 に示す。安全確保のためのリスク低減に対する基本的な対処としては、個別設計、システム設計（ここでの「システム」とは設備・機器（ハード）単体、及びそれらの集合体（設備集合）だけではなく人的操作も含めたものとする）、緊急時の対応としての防災・減災領域の 3 つに分けられる。リスクを総合的に低減させる観点では、まず全体としてのリスク低減を俯瞰した上でその範囲を設定し、資源を一部の設計や対策に集中させることなく、効果的、効率的に配分することとなる。そのためには、機器や構築物の外部ハザードへの耐性としての信頼性を適切に確保するとともに、システムとして機能を発揮できるようにしておくことが重要である。

機能を考えるにあたっては、リスク情報（決定論的、確率論的リスク評価を含む）を活用し、設備信頼性に加えて人的な対応およびそれらのマネジメントを含めた総合的なシステムという視点を持つことが必要であり、リスク情報を活用した統合的な意思決定（IRIDM）は、外部ハザードの対処を検討し実行するための仕組みとして適切である。

また、設計想定を超える外部ハザードによる想定していなかった影響による事故の考慮も必要であり、機能の部分維持による破局的な損傷の回避や時間余裕の確保による新たな対策の検討といった、レジリエンスの概念を取り入れることが適切である。これを実現するためにリスク情報を活用して原子力発電所を総合的なシステムとして考えて対処を検討することが有効である。

---

*Takashi Takata[1], Yoshiyuki Narumiya[2], Tetsuro Kobayasi[3], Susumu Iida[4]
[1]The University of Tokyo, [2]Japan Nuclear Safety Institute, [3]J-POWER, [4]Tohoku Electric Power Co., Inc.

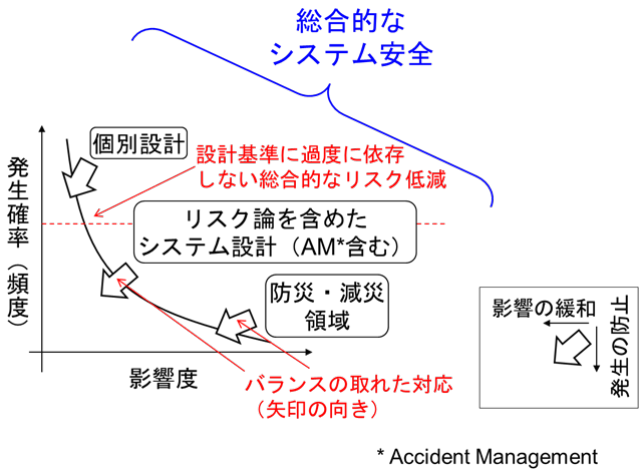



図 1 外部ハザードに対する安全確保のための基本的な考え方

### 3. 外部ハザード対策における課題と提言

米国や欧州等を含め、国内外の外部ハザード対策（規制要件含む）の現状と課題について、外部ハザードのリストアップ、設計上考慮されている外部ハザード、設計の範囲を超える外部ハザード、外部ハザードの評価、緊急時のアプローチ、並びにパンデミックへの対応の 6 つの観点から調査し、課題解決のための提言を行っている。本報では特に学協会規格に関連する課題と提言について示す。

設計の範囲を超える外部ハザードに関しては、安全上重要な機器等の設計にあたって、設計の範囲を多少超えた外部ハザードによるクリフエッジ効果を回避できるように、機器等の設計に裕度をもたせる他、複数の対策候補がある場合には、これを考慮して対策を選択することが重要となる。また、特定重大事故等対処施設に対する設計基準を一定程度超える地震動又は津波の想定等については、その想定に対する客観的な説明性（accountability）が重要となる。上記を解決する方法を既発行の、設計、リスク評価などにかかる学協会規格で規定することにより効率化・高度化が期待できる。1990 年代に整備した AM（アクシデントマネジメント）策は内的事象に対するもので、設備改造あるいは追設に加えて手順書と教育を重視したものであった。外部ハザードに対しても、設備や手順などの対処は必要であるが、より多様な事象シナリオに対応できること、施設周辺の地域への影響も起こっている可能性があること、対処が長期化すること、などから IRIDM 標準[5]を適用した取り組みが有効と考える。

また設計の範囲を超える外部ハザードへの具体的な対処としては、多様性が発揮されることが重要になる。加えて、時間変化に対応するためにも柔軟な対処が可能なように汎用性のある設備や操作の準備も有効である。シナリオの複雑さからすべての状況に余裕を保有した対処を行うことは、柔軟性が阻害されることも考えられるので適切ではない。この領域においては、いわゆる「クリフエッジ」になり安全性が極端に低下した致命的な状況にならないように対処を施しておくことに思考を転換すべきである。プラント安全機能が段階的に低下する場合には、この領域の外部ハザードの影響を分割して考えることも可能である。シナリオの多様性と複雑性から、定性的・定量的リスク評価をもとにシナリオを時間経過と共に連続的に評価することにより、安全機能劣化の程度と環境への影響を見ることは有効である。このような考え方の整理は、設計や保守の規格において対処を考える際の基盤として、設計規格や保守規格などにおいて具体的な要求を規定する際に必要である。

緊急時のアプローチの観点では、屋内退避の継続が困難な事態を踏まえた防護措置実施の手順等に係る検討、訓練等が重要であることが課題として挙げられた。原子力発電所の深層防護第 5 レベルでは、周辺住民が避難することに加え、外部からプラントへの緩和設備や物資・人員の搬入もあるため、立地自治体を中心とした関係組織による訓練の実施とともに、学協会においては避難等の防護措置の適用判断にかかる規格の検討も重要である。

また外部ハザード対策に対する共通的な課題として、以下の点が取り上げられた。

外部ハザードの PRA 結果を活用することの問題として指摘される点の一つが、不確実さの大きさである。外部ハザードカーブの不確実さを低減する努力は行う必要がある。そのために、不確実さの扱いを規定した規格が必要となる。しかし PRA は不確実さを定量的に把握するための方法であるので、不確実さの大きい PRA 結果は、PRA 手法の問題だけではなく、基にしたデータにも要因がある。外部ハザードの不確実さのうち認識論的不確実さは、ハザードの発生や影響にかかる調査を十分に行い、専門家判断の活用や解析・実験等で推測することにより低減可能である。また設備や構造物のフラジリティ評価において、安全側に大きすぎる機能喪失の設定を設けることは「ここまで大きな外部ハザードにも施設が耐えられる」という確認でしかなく、そこから得られるリスク情報は安全性向上にはつながりにくい。PRA 手法の改良を行い、意思決定に活用できる信頼性を有した PRA 手法及び標準の整備に努力することも必要である。不確実さの扱いは、不確実さ解析を行うことにとどまらず、不確実さが大きい要因を認識した上で定量評価結果と向き合い、その対処を考えることが重要である。

## 4. 学協会規格について

我が国においても、リスク情報活用のための規格の検討が学協会で開始されているが、形式的に PRA 結果で判定するだけの活用となる可能性が考えられる。また、PRA やリスク情報活用にかかる標準に設計や保守などでの活用例を示しただけでは、リスク情報の活用が円滑に進むとは限らない。そこで、電気協会や機械学会の設計等の規格と原子力学会のリスク関係の標準を繋ぐリスク情報活用の考え方の標準の策定も検討することが必要である。

## 5. おわりに

外的事象（特に外部ハザード）にかかる標準におけるケーススタディとして、原子力安全検討会において国内外の調査に基づく留意点、課題の摘出、並びに学協会規格に関する提言について概説した。今後、標準委員会、規格セッション等を通じた原子力学会内での意見、コメントを踏まえるとともに、関連する学協会とも連携し、具体的な展開や標準制定活動に資する予定である。なお、本技術レポート（「外的事象に対する原子力安全の基本的考え方」）は 2021 年度中の発行を予定している。

## 参考文献

[1] 日本原子力学会標準委員会技術レポート（日本地震工学会レポート）, 原子力発電所の地震安全の原則～地震安全の基本的な考え方とその実践による継続的安全性向上～, AESJ-SC-TR016:2019, 2019.
[2] 日本原子力学会, 原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準：2019, AESJ-SC-S012:2019, 2020.
[3] Technical report ASAMPSA_E, List of external hazards to be considered in ASAMPSA_E, 2017.
[4] 小林他, 原子力安全にかかるパンデミックの国内外の現状と課題, 日本原子力学会誌, 63, 1, 50-54, 2021.
[5] 日本原子力学会,原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準: 2019, AESJ-SC-S012:2019, 2020.

(Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM  Room E)

# [3E_PL04] Discussion

*Naoto Sekimura[1], Akio Yamamoto[2], Yasunori Yamanaka[3], Takashi Takata[1] （1. UTokyo, 2. Nagoya Univ., 3. FEPC）

東京電力福島第一原子力発電所事故から10年を経て、原子力学会標準を取り巻く状況は大きく変化している。2020年4月からの新検査制度と継続的な安全性向上の取り組み、規制委員会による学協会規格の技術評価、学協会規格の整備への電気事業者の積極的な参画、民間ガイドラインの整備・活用、などがある。事故10年を越えて将来に向けた標準委員会の活動戦略を改めて検討すべきタイミングである。そこで、「外的事象安全にかかる規格、標準の基本的考え方」を事例に、標準の策定と関係組織（規制機関、事業者、研究機関、産業界）による活用について意見交換を行い、標準委員会の今後の活動に役立てる。

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [3E09-11] Radiolysis 2

chair: Yusa Muroya (Osaka Univ.)

Fri. Sep 10, 2021 2:45 PM - 3:45 PM Room E

## [3E09] Radiolysis Studies on H2 Retention with Changing Hydrophilicity of Carbonate Slurry

Ryuji Nagaishi[1], Tatsuya Ito[1], *Ryo Kuwano[1] （1. JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

## [3E10] Radiolysis Studies on $H_2$ Retention with Changing Hydrophilicity of Carbonate Slurry

*Ryuji Nagaishi[1], Masao Gohdo[2], Ryo Kuwano[1], Tatsuya Ito[1], Yoichi Yoshida[2], Ryoya Tamaki[2] （1. JAEA, 2. Osaka Univ.）

3:00 PM - 3:15 PM

## [3E11] Radiolysis Studies on $H_2$ Retention with Changing Hydrophilicity of Carbonate Slurry

*Tatsuya Ito[1], Ryuji Nagaishi[1], Ryo Kuwano[1] （1. JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 炭酸塩スラリーの親水性変化に伴う水素保持に関する放射線分解研究
## (1) スラリー懸濁物表面の親水性（吸水性）の評価

Radiolysis Studies on $H_2$ Retention with Changing Hydrophilicity of Carbonate Slurry

(1) Estimation of Hydrophilicity on the Surface of Suspended Solid

*桑野 涼，永石 隆二，伊藤 辰也

日本原子力研究開発機構

1F ALPS 凝集沈殿系の炭酸塩スラリー廃棄物で起きた溢水事象は，高粘性のスラリーが放射線分解で生成した水素を保持したことに起因する。この粘性は主にスラリー中の懸濁物（SS）粒子表面の高親水性（吸水性）によるため，SS 粒子を低親水性の物質で被覆（修飾）することで水素保持の抑制が期待できる。従って，抑制の程度を定量的に議論する上で，SS 粒子表面の親水性の評価が重要となる。そこで本報告では，シリーズ発表の 1 番目として，ガス吸着測定装置を用いて，SS 粒子表面の水蒸気吸着挙動を乾燥・水分吸着の 2 条件で測定して，現行のスラリーと，親水性低下処理を施したスラリーの SS 粒子表面の親水性をそれぞれ評価して，これらを比較した。

**キーワード：炭酸塩スラリー，懸濁物，親水性（吸水性），水蒸気吸着挙動，（差）吸着等温線**

## 1. 緒言

現行（式）の 1F ALPS 凝集沈殿系の炭酸塩スラリーは高粘性であるため，懸濁物（SS: suspended solid）中に取り込まれた放射性物質からの放射線（主にβ線）による放射線分解で生成した水素（$H_2$）がスラリー中に保持され，スラリーの膨張をもたらし [1]，突発的な $H_2$ 放出・燃焼のリスクが懸念される。これらを解消する方策として，SS 粒子を低親水性の物質で被覆（修飾）することで「水離れ」を良好にして，スラリーを減容しつつ，その粘性を低下させる処理が期待されている。この処理の程度を定量するためにも，SS 粒子表面の親水性の評価は重要である。

そこで本報告では，炭酸塩スラリーの $H_2$ 保持に関する放射線分解研究の第 1 報として，現行のスラリーと，親水性低下処理を施したスラリーの SS 粒子表面への水蒸気吸着挙動 [2]を測定して，それらの親水性の評価を試みた。

## 2. 実験

炭酸塩スラリーには，栗田工業（株）が調製したもの（SS 濃度 $C_{SS}$ = 150–301 g/L 等）を用いた [1]。ここで，現行のスラリーは，反応槽で処理対象の原水に炭酸ナトリウム（$Na_2CO_3$）と水酸化ナトリウム（NaOH）の水溶液を混ぜて沈殿物を生成させ，処理水槽で粒子成長・濃縮した沈殿物をろ過してワンウェイで調製するが，親水性低下処理のスラリーは，処理水槽の代わりの沈殿槽で粒子成長・濃縮した沈殿物を反応槽に戻（返送）して調製する。

スラリーの SS 粒子表面への水蒸気吸着挙動（吸着等温線）をガス吸着測定装置で測定した（25 ℃）。スラリーを試料管に入れて数週間の常温・100 ℃未満の緩やかな真空乾燥で，SS 粒子を熱等で破壊することなく乾燥した。その試料管を，飽和塩化アンモニウム（$NH_4Cl$）水溶液で相対湿度 80 %RH 程度に調整したデシケータ内で数週間静置した後に室温で 6～7 時間真空乾燥した（前処理）条件（水分吸着条件：図 1 中の青線 ①），及び 300 ℃で 2～3 時間真空乾燥した条件（乾燥条件：図 1 中の赤線 ②）の 2 条件で吸着等温線を測定した [2]。

## 3. 結果・考察

現行のスラリーの SS 粒子表面への水蒸気吸着挙動（25 ℃）を図 1 に示す。ここで，縦軸の吸着量の単位を SS 粒子 1 g 当たりの水分重量（mg）とし，横軸の相対圧 $P/P_0$ は相対湿度（RH）に対応する。左図 (a)の 2 条件の吸着等温線の差 ②–①をとると，右図 (b)の「差」吸着等温線 ③が求まるが，これは化学吸着水のみが吸着する等温線であるため，SS 粒子表面の水分吸着特性を調べることができる。現行スラリーでは，100 %RH で SS 粒子 1 g に 1,000 mg（1g）の水分が，SS 粒子表面に化学的に強く結合することがわかる（ピンク丸部分）。一方，親水性低下処理を施したスラリーでは，現行の 1/10 未満の化学吸着水量が評価された。

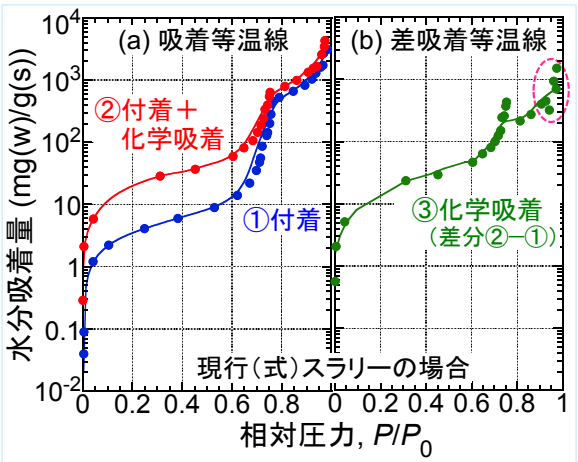



図 1 懸濁物（SS）粒子表面への水蒸気の吸着等温線
（25 ℃，飽和蒸気圧 $P_0$=3.169 kPa）

本報告は，R2 年度東電 HD 委託事業「1F 汚泥返送式スラリー等の水素保持特性に関する検討委託」の成果の一部である。

### 参考文献

[1] 山岸功，永石隆二，本岡隆文ら，「HIC 模擬炭酸塩スラリーの照射実験」，原子力学会 2016 年春の年会, 2I19–21 (2016) 他.

[2] 永石隆二，森田圭介，山岸功，「高線量照射の及ぼす吸着材の表面構造への影響」，原子力学会 2013 年秋の大会, N17 (2013).

*Ryo Kuwano, Ryuji Nagaishi, Tatsuya Ito

Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

# 炭酸塩スラリーの親水性変化に伴う水素保持に関する放射線分解研究
# (2) スラリー間隙水の局所粘度のパルスラジオリシス測定

Radiolysis Studies on $H_2$ Retention with Changing Hydrophilicity of Carbonate Slurry

(2) Pulse Radiolysis Measurement of Local (Partial) Viscosity of Pore Water

*永石 隆二[1]，神戸 正雄[2]，桑野 涼[1]，伊藤 辰也[1]，吉田 陽一[2]，田牧 諒哉[2]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 大阪大学

スラリー等の高粘性懸濁水に保持されている水素（$H_2$）は懸濁水中の間隙水に気体（気泡）の状態で存在する。ここで，$H_2$ の保持は懸濁水のマクロな粘度（特性）で決まるが，溶存種時の反応，気体に至る過程等の $H_2$ の挙動は主に間隙水の粘度で決まる。この局所・部分的な粘度を評価することは，スラリー等による $H_2$ の保持・放出メカニズムを詳細に解明する上で重要である。そこで本報告では，シリーズ発表の 2 番目として，ナノ秒パルスラジオリシス法による間隙水の分解ラジカルである水和電子等の反応速度の測定データから，現行の炭酸塩スラリーと，親水性（吸水性）低下処理を施したスラリーの間隙水の局所粘度をそれぞれ評価して，これらを比較した。

**キーワード：炭酸塩スラリー，間隙水，粘度，パルスラジオリシス法，反応速度**

## 1. 緒言

懸濁物（SS: suspended solid）が数 10 μm の粒径を有する炭酸塩スラリー[1]の粘度（特性）は，μm オーダーの小粒径のベントナイト懸濁水[2]と異なり，スラリーを構成する SS 粒子と間隙水（pore water）の両者によって決まる。このため，スラリーによる水素（$H_2$）の保持はこのスラリー全体の粘度で決まる。一方，スラリーに SS 粒子表面の親水性低下処理が施されると，SS 粒子の「水離れ」が促進して，主に間隙水の局所・部分的な粘度が変化するが，一般的な手法では，この測定は困難である。これが測定できれば，溶存種時の反応，気体に至る過程等の $H_2$ の間隙水中の挙動だけでなく，スラリーによる $H_2$ の保持・放出メカニズムを詳細に解明することが可能となる。

そこで本報告では，炭酸塩スラリーの $H_2$ 保持に関する放射線分解研究の第 2 報として，ナノ秒パルスラジオリシス法による過渡分光測定から，現行と親水性低下処理を施したスラリー中の間隙水の局所粘度の評価を試みた。

## 2. 実験

炭酸塩スラリーには，栗田工業（株）が調製したもの（SS 濃度 $C_{SS}$ = 90–350 g/L 等）を用いて，これらをそのまま／スラリー調製時にろ過された処理水で希釈して試料とした[1]。ここで，スラリーの親水性低下処理は第 1 報に記載の通りである。また，処理水，それと pH や塩濃度（イオン強度）が同じ水溶液等を比較（水）試料とした。

パルス照射実験[3]では，試料を石英セル（光路長 1–10 mm）に封入してアルゴン（Ar）や一酸化二窒素（$N_2O$）のバブリングで雰囲気を調整した後，線形加速器（LINAC，阪大 ISIR）からの電子線パルス（エネルギー 28 MeV，パルス幅 8 ns，線量 < 100 Gy/pulse）で照射しながら，それと同期した参照光（Xe フラッシュランプ）を電子線と同軸に入射して，水溶液中に生成した水和電子（$e_{aq}^-$）等の分解ラジカルや溶存種の過渡吸収を測定した。

## 3. 結果・考察

スラリー中の間隙水と同じ化学組成を有する処理水（pH＝12）中の過渡吸収（600 nm）の結果を図 1 に示す。脱酸素雰囲気（青線）では，パルス照射（0 μs）直後は $e_{aq}^-$が，4 μs 以降は一定値を与える残留吸収として炭酸ラジカル（$•CO_3^-$）が観測された。また，$N_2O$ 雰囲気（赤線）では，$e_{aq}^-$が水酸化ラジカル（•OH）に転換されることで，$•CO_3^-$のみが観測される。どちらの減衰・生成曲線も 1 次（反応）の変化として観測された。

ここで，$•CO_3^-$の生成曲線（赤線）を極低濃度の•OH と高濃度の炭酸イオン（$CO_3^{2-}$）との擬 1 次反応（速度 $k[CO_3^{2-}]$, $k$=3.9 ×$10^8$ $M^{-1}s^{-1}$）とすると，他の分析を必要とせずに，間隙水・処理水中の $CO_3^{2-}$濃度を<10 mM と評価できる。一方，$e_{aq}^-$の減衰曲線（青線）に対して，純水とほぼ同じ粘度をもつ処理水と比較すると，スラリー中の間隙水の粘度が評価できる。

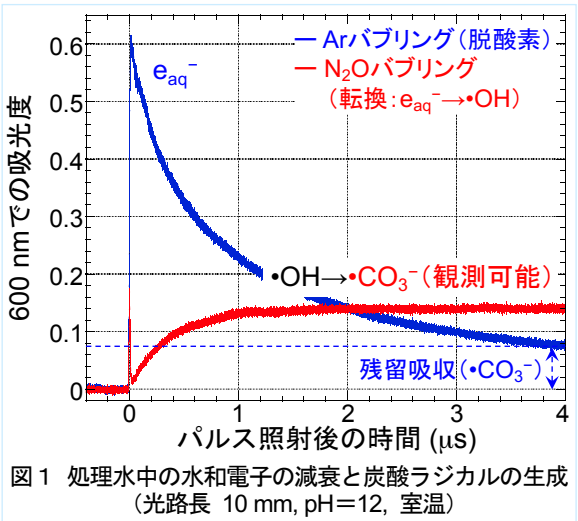



図 1 処理水中の水和電子の減衰と炭酸ラジカルの生成
（光路長 10 mm, pH＝12，室温）

### 参考文献

[1] 山岸功，永石隆二，本岡隆文ら，「HIC 模擬炭酸塩スラリーの照射実験」，原子力学会 2016 年春の年会, 2I19–21 (2016) 他.

[2] 永石隆二ら，「ベントナイト懸濁水の放射線分解による水素発生に関する研究」，原子力学会 2015 年秋の大会, H01 (2015) 他.

[3] 永石隆二，神戸正雄ら，「海水由来のイオンによる OH ラジカル捕捉の塩濃度依存性の評価」, 2018 年秋の大会, 3C11 (2018) 他.

*Ryuji Nagaishi[1], Masao Gohdo[2], Ryo Kuwano[1], Tatsuya Ito[1], Yoichi Yoshida[2], Ryoya Tamaki[2]. [1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Osaka University

# 炭酸塩スラリーの親水性変化に伴う水素保持に関する放射線分解研究
# (3) スラリーによる $H_2$（ガス）保持特性のガンマ線分解評価

Radiolysis Studies on $H_2$ Retention with Changing Hydrophilicity of Carbonate Slurry

(3) Gamma Radiolysis Estimation of $H_2$ (Gas) Retention Properties

*伊藤 辰也，永石 隆二， 桑野 涼

日本原子力研究開発機構

スラリー中の間隙水の放射線分解で溶存種として生成し，後に気体となって粒径成長した水素（$H_2$）はスラリーによって保持されるが，その保持はスラリーの粘度（特性）や高さで異なる。今回，$H_2$ 保持抑制の観点から，1F ALPS 凝集沈殿系での炭酸塩スラリー廃棄物の親水性（吸水性）低下処理を検討したが，この処理に伴う $H_2$ 保持特性の変化を確認することは，その処理の有効性を評価する上で重要である。そこで本報告では，シリーズ発表の 3 番目として，ガンマ線分解実験でスラリー試料外に放出された $H_2$ 発生収量（G 値）の試料高さ依存性を測定し，現行スラリーと，親水性低下処理を施したスラリーでの $H_2$ 保持特性をそれぞれ評価して，これらを比較した。

**キーワード：炭酸塩スラリー，水素保持，ガンマ線分解，水素発生，試料高さ依存性**

## 1. 緒言

スラリーによる水素（$H_2$）の保持は，スラリーに生じるせん断応力が気泡 $H_2$ に生じる浮力（粒径成長に依存）を上回ることで達成されるため，スラリーの粘度（特性）に依存する。この粘度はスラリーを構成する懸濁物（SS: suspended solid）粒子と間隙水（pore water）の両者から形成されるが，スラリーの親水性（吸水性）低下処理による間隙水の局所・部分的な（構造）粘性の低下に伴い，スラリー全体の粘度が低下することで，スラリーの $H_2$ 保持力は低下する。これを実験的に明らかにすることは，この処理によるスラリーの $H_2$ 保持力低下の有効性を定量的に評価するだけでなく，スラリーによる $H_2$ の保持・放出メカニズムを詳細に解明する上でも重要である。

そこで本報告では，炭酸塩スラリーの $H_2$ 保持に関する放射線分解研究の第 3 報として，ガンマ線分解での $H_2$ 発生収量（G 値）の試料高さ依存性から，現行と親水性低下処理を施したスラリーの $H_2$ 保持特性を評価した。

## 2. 実験

炭酸塩スラリーには，栗田工業（株）が調製したもの（SS 濃度 $C_{SS}$ = 150–301 g/L 等）を用いて，これらから上澄みを除去して照射試料とした[1]。ここで，現行（式）と親水性低下処理（返送式）のスラリー調製法の概略は第 1 報に記載の通りである。また，スラリー調製時にろ過された処理水，純水，海水等を比較（水）試料とした。

試料をガラスバイアル（高さ 5–20 cm）に入れ，セプタム付きキャップで封入し，ガンマ線照射施設（QST 高崎研）の照射室に設置して，ガンマ線（Co-60 線源，線量率 2–5 kGy/h）を照射した。照射後，試料バイアルのヘッドスペースから気体を一定量サンプリングし，これを GC に注入して $H_2$ 濃度を分析した。線量測定は試料と同じ高さをもつ重クロム酸溶液線量計を用いて照射毎に行い，線量計との比較から試料の吸収線量を評価した。

## 3. 結果・考察

図 1 に $H_2$ 発生の相対 G 値のスラリー高さ依存性を示す（両対数）[1-3]。ここで，縦軸は照射後のスラリーを撹拌せずに $H_2$ 分析して求めた発生 G 値 $G_{stat}$ ①と撹拌して求めた全発生 G 値 $G_{total}$ ②（スラリーによって異なる値）の相対比（①／②）で示した。どの結果もスラリー高さとともに直線的に減少していることがわかる。現行式に比べて返送式の直線の傾きが小さいのは，親水性低下処理を施した返送式が $H_2$ を放出しやすいことを示す（現行式の 10 倍）。このスラリーの間隙水がその処理水と同じ粘度をもつこと（第 2 報）から，返送式スラリーの $H_2$ 保持はゼオライト充填層[3]や飽和土（粘土層除く）と同様に，SS 粒子の集団によって形成される立体障害のみで起きていることを示している。

本報告は，R2 年度東電 HD 委託事業「1F 汚泥返送式スラリー等の水素保持特性に関する検討委託」の成果の一部である。

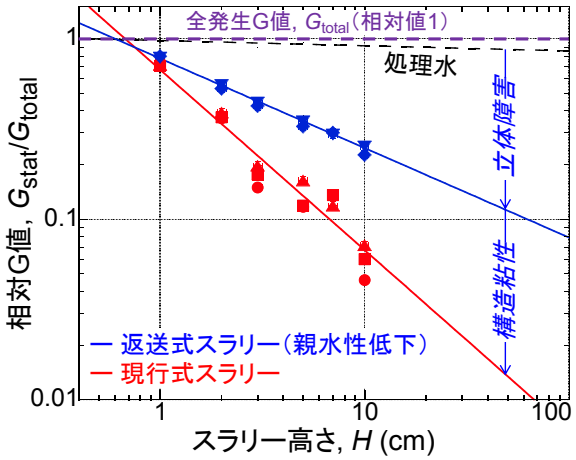



図 1 水素発生の相対 G 値のスラリー高さ依存性
（線量率 <5 kGy/h，積算線量 <20 kGy，空気飽和）

**参考文献**

[1] 山岸功，永石隆二，本岡隆文ら，「HIC 模擬炭酸塩スラリーの照射実験」，原子力学会 2016 年春の年会, 2I19–21 (2016) 他.

[2] 永石隆二ら，「ベントナイト懸濁水の放射線分解による水素発生に関する研究」，原子力学会 2015 年秋の大会, H01 (2015).

[3] I. Yamagishi, R. Nagaishi *et al.*, "Characterization and storage of radioactive zeolite waste", *J. Nucl. Sci. Technol.*, 51(7-8), 1044 (2013).

*Tatsuya Ito, Ryuji Nagaishi, Ryo Kuwano

Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies | 401-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

# [3F01-04] Advanced Rreactor Equipment Design &Seismic Technology

chair: Fumihiko Ishibashi (Toshiba ESS)

Fri. Sep 10, 2021 10:05 AM - 11:20 AM Room F

## [3F01] Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray using AI

*Shiro Takahashi[1], Keita Okuyama[1], Michiaki Kurosaki[2], Eisuke Wakabayashi[2], Tomoyasu Inoue[2], Junta Yamada[2], Shonosuke Yukita[3] (1. Hitachi, 2. HGNE, 3. Hitachi Industry &Control Solutions)

10:05 AM - 10:20 AM

## [3F02] Development of Advanced Construction Method for Application to Nuclear Facilities

*Kunihiko Sato[1], Gentarou Nagashima[2], Tomofumi Yamamoto[2], Toshiaki Hamagami[3], Yuusuke Ehara[4], Takeshi Ugata[5] (1. MHI NS Engineering, 2. Mitsubishi Heavy Industries, 3. Obayashi Corporation, 4. Takenaka Corporation, 5. Taisei Corporation)

10:20 AM - 10:35 AM

## [3F03] Seismic Test Result of the Main Steam Isolation Valve for the Boiling Water Reactor Nuclear Power Plant (Part II)

*Hideaki Itabashi[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Koji Nishino[1], Shin Kumagai[3], Ryo Kubota[3], Shota Tanemura[3] (1. TOSHIBA ESS, 2. Chubu Electric Power, 3. HGNE)

10:35 AM - 10:50 AM

## [3F04] Seismic Test Result (Static load test) of the Dynamic Functional Demand Valve for Nuclear Power Plant

*Yoshinao Matsubara[1], Yoshitaka Tsutsumi[2], Koji Nishino[1], Urara Watanabe[1], Shin Kumagai[3], Ryo Kubota[3], Shota Tanemura[3], Shigeki Suzuki[4], Motoaki Fuji[4], Yoshiaki Takemoto[4] (1. TOSHIBA ESS, 2. Chubu Electric Power, 3. HGNE, 4. MHI)

10:50 AM - 11:05 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 人工知能を用いた配管、空調ダクト、ケーブルトレイの自動設計システムの開発 （3）配管自動設計への AI の適用

Development of Automatic Design System for Piping, Air Conditioning Duct and Cable Tray using AI
(3) Application of AI to Automatic Piping Design System

*高橋 志郎[1]，奥山 圭太[1]，黒﨑 通明[2]，若林 英祐[2]，井上 智靖[2]，山田 諄太[2]，行田 将之佑[3]
[1]日立，[2]日立 GE，[3]日立産業制御ソリューションズ

日立は、原子力発電所建設の抜本的コスト低減、工程短縮、信頼性向上を目的に、配管、空調ダクト、ケーブルトレイを自動設計するシステムを開発しており、本発表では自動設計への AI 適用方法と結果例を示す。

**キーワード**：自動設計，配管，人工知能，デジタル設計

## 1. 緒言

日立は、遺伝的アルゴリズムを有する探索プログラムに、AI 機能を追加したハイブリット方式で、信頼性の高い配管、空調ダクト、ケーブルトレイを高速で自動設計するシステムを開発している。設置性、機器操作性、経済性を向上するとともに、振動、熱応力、減肉等による不具合の低減も目標としている。

## 2. 配管自動設計への AI の適用方法

配管設計者は、周辺機器、躯体の状況を把握しながら、設置性、機器操作性等を考慮して配管を設計する。物量低減を目的とした最短ルートだけを考慮して設計することはできない。そのため、過去の配管形状を AI で学習して、同様の配管を自動設計することが求められている。一方、学習データ不足により、AI が機能しない場合がある。日立は、図 1 に示す AI と探索プログラムのハイブリット方式により、少ない学習データで AI による自動設計を実現する手法を開発している。学習データが有効な条件では、AI で配管を設計でき、データ不足や、AI の指示では機器と干渉が生じる場合は、探索プログラムで配管を設計することができる。

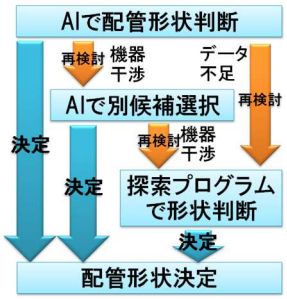



図 1　ハイブリット方式

## 3. 配管自動設計への AI の適用結果

### 3-1. 配管形状の学習

機器近傍の配管は、熱応力や点検時分解作業を考慮して設計されるので、最短ルートが最適でない場合がある。図 2 に AI を用いた自動設計結果を示す。AI で過去の配管形状を学習すると、熱膨張影響を緩和するように、機器近傍に曲がり管を設置することができた。本システムは、機器の種類に合った適切な形状の配管を設計できる。




図 2　AI を用いた自動設計例

### 3-2. 配管の整列

様々な目的に合った最適な配管を探索するためには、様々な形状の配管生成が必要である。図 3 の並列した 4 本の配管に示すように、本システムで AI 機能を OFF に設定すると、最短距離で、曲がり管数最小で、様々なルートが設計される。しかしながら、サポートを考慮した場合、配管を整列した方が望ましい。設計に適合した配管を学習し、AI 機能を ON にすると、最適な形状で配管を整列することができた。

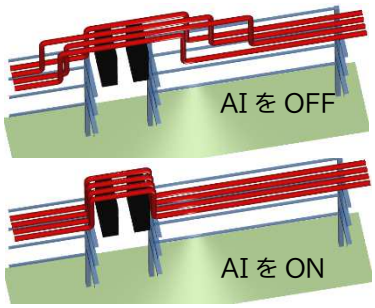



図 3　AI を用いた並列配管の自動設計例

## 3. 結論

AI で配管近傍の機器やサポート設置性を考慮して配管設計でき、原子力発電所の配管を適切に自動設計できる見込みを得た。

---

*Shiro Takahashi[1], Keita Okuyama[1], Michiaki Kurosaki[2], Eisuke Wakabayashi[2], Tomoyasu Inoue[2], Junta Yamada[2] and Shonosuke Yukita[3]
[1]Hitachi, [2]Hitachi-GE, [3]Hi-ICS

# 原子力施設への適用に向けた先進建設工法の開発
# （３）外部ハザードに対する原子炉建屋の構造健全性について

Development of Advanced Construction Method for Application to Nuclear Facilities

（３）Structural integrity of reactor building against external hazards

*佐藤 邦彦[1]，長島 玄太郎[2]，山本 知史[2]，浜上 敏明[3]，江原 勇介[4]，宇賀田 健[5]

[1]MHI NS エンジ，[2]三菱重工業，[3]大林組，[4]竹中工務店，[5]大成建設

経済合理性（建設工期、経済性、作業性等）向上の観点から、先進建設工法を適用した工期短縮型プラント[1]は、新規制基準で考慮すべき外部ハザードに対しても高い構造健全性を有していることを報告する。なお、本発表で扱う外部ハザードは、構造設計上厳しい衝撃荷重とした。

**キーワード：**原子力、建設工法、外部ハザード

## 1. 緒言

衝撃荷重に対する構造物の破壊は、局部損傷による破壊と曲げやせん断等による全体破壊とに分類されるが、ここでは原子炉建屋の外部遮へい壁（SC 構造）の曲げによる全体破壊に着目して検討を行った。

## 2. 実施内容

既往の研究成果に基づいた衝撃荷重[2]を外部ハザードとして設定し、図 1 の外部遮へい壁（壁厚 200 ㎝、鋼板厚 12 ㎜）を対象に FEM 解析を行い、コンクリート部の主ひずみを算出し、クライテリア[3]と比較することで構造健全性を確認した。図 2 は、衝突荷重作用時の外部遮へい壁の変形状態を示すが、コンクリート部にはクライテリアを満足する約 6000 $\mu$ の主ひずみが発生した。一方、SC 構造壁と同断面の在来工法の RC 構造壁では、図 3 に示す通り約 9000 $\mu$ の主ひずみが発生し、クライテリアを上回った。

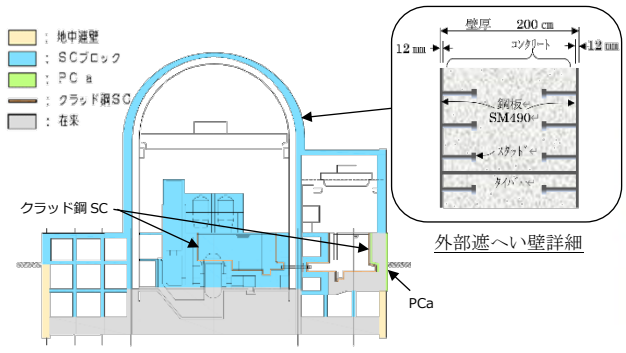



図 1 原子炉建屋（断面）

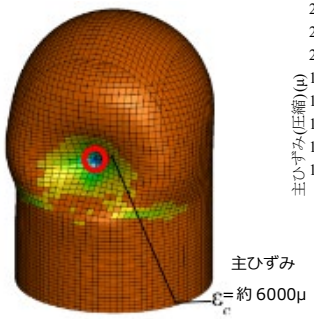



図 2 外部遮へい壁の変形図

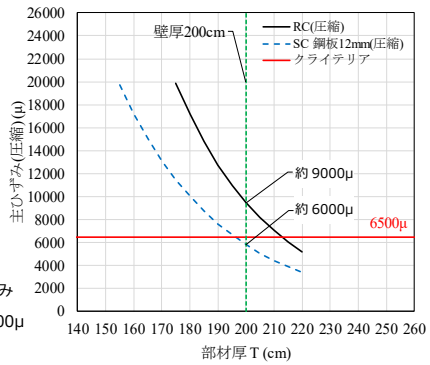



図 3 コンクリートの主ひずみ

## 3.結論

衝撃荷重によって発生するコンクリートの主ひずみから構造耐力を推測すると、先進建設工法を適用した工期短縮型プラントは、従来工法のプラントと同等以上の構造健全性を有していると考えられる。

## 参考文献

[1]山本, et al., 原子力施設への適用に向けた先進建設工法の開発計画（その 2），原子力学会 2021 春の大会予稿, 2021.3

[2]Jorm a Arros, Nikolay Doumbalski; Analysis of aircraft impact to concrete structures, Nuclear Engineering and Design 237,2007, pp.1241-1249

[3]H. Mattock : Rotational capacity of hinging regions in reinforced concrete beams, Flexural Mechanics of Reinforced Concrete, ASCE 1965-50 (ACI SP-12), pp.143-181, 1965

---

*Kunihiko Sato[1], Gentarou Nagashima[2], Tomofumi Yamamoto[2],Toshiaki Hamagami[3], Yusuke Ehara[4] and Takeshi Ugata[5]

[1]MHI NS Engineering, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Obayashi Corporation, [4]Takenaka Corporation, [5]Taisei Corporation

# 沸騰水型原子力発電所に使用される主蒸気隔離弁の耐震試験結果（その２）

Seismic Test Result of the Main Steam Isolation Valve
for the Boiling Water Reactor Nuclear Power Plant (Part II)

堤 喜隆[1]、西野 浩二[2]、*板橋 英亮[2]、熊谷 真[3]、久保田 亮[3]、種村 翔太[3]
[1]中部電力㈱、[2]東芝エネルギーシステムズ㈱、[3]日立 GE ニュークリア・エナジー㈱

沸騰水型原子力発電所に設置される主蒸気隔離弁の地震時機能維持は、既往の耐震試験実績等により評価してきたが、昨今の基準地震動の見直しに伴い応答加速度が大きくなってきていることを受け、高加速度に対する機能維持評価が必要となっている。また、地震 PRA※1 における機器フラジリティの観点でも、現実的な機能維持限界を求める必要がある。これまでの加振試験（参考文献[1], [2]参照）において 15×9.8m/s² での機能維持を確認できる結果を得ているが、さらなる高加速度に対する機能維持試験評価として、20×9.8m/s² においても機能維持を確認できる結果を得た。

（※1 PRA：確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment））

キーワード：耐震性、隔離弁、主蒸気隔離弁、耐震試験、機能維持確認済加速度

## 1. 緒言

国内沸騰水型原子力発電所に設置される主蒸気隔離弁の実機大の試験体を製作し、共振振動台を用いて耐震試験を実施し、機能維持確認済加速度を同定した。

試験体構造図を図 1 に示す。

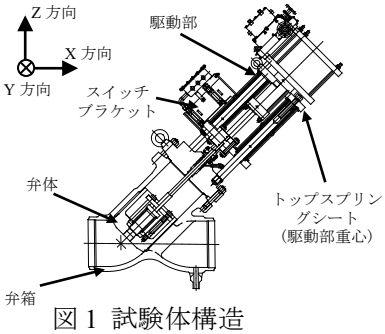



図 1 試験体構造

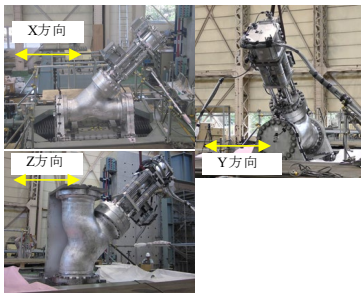



図 2 据付状況

## 2. 耐震試験

水平（X, Y）、鉛直（Z）各 3 方向それぞれで耐震試験を行った。据付状況を図 2 に示す。

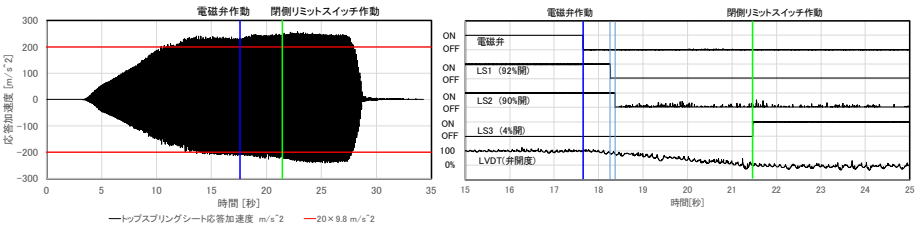



図 3 耐震試験結果

目標とした駆動部重心（トップスプリングシート）における応答加速度が 18×9.8m/s² 以上となる加振試験を実施した。水平 Y 方向はスイッチブラケットを改良し、3 方向全てで閉動作機能に対する動作機能維持を確認した。図 3 に水平 X 方向加振試験における 20×9.8m/s² 到達時の閉動作の耐震試験結果を示す。

## 3. 結論

主蒸気隔離弁の耐震性は、3 方向それぞれに対し応答加速度 20×9.8m/s² まで機能維持可能であることが確認できた。

### 参考文献

[1] 沸騰水型原子力発電所に使用される主蒸気隔離弁の耐震試験結果 「原子力学会 2020 年春の年会」, 2J10(2020).
[2] SEISMIC TEST RESULTS OF THE MAIN STEAM ISOLATION VALVE FOR JAPANESE BOILING WATER REACTOR NUCLEAR POWER PLANTS, ASME PVP2020-21362 (2020).

Yoshitaka Tsutsumi[1], Koji Nishino[2], *Hideaki Itabashi[2], Shin Kumagai[3], Ryo Kubota[3], Shota Tanemura[3]
[1]CHUBU Electric Power Co. [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Co. [3]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd.

# 原子力発電所に使用される動的機能維持要求弁の耐震試験結果（静荷重試験）

Seismic Test Result (Static load test) of the Dynamic Functional Demand Valve for Nuclear Power Plant

堤 喜隆[1]、西野 浩二[2]、渡邉 和[2]、*松原 儀尚[2]、熊谷 真[3]、久保田 亮[3]、種村 翔太[3]、
鈴木 盛喜[4]、藤 元彰[4]、武本 啓彰[4]
[1]中部電力㈱、[2]東芝エネルギーシステムズ㈱、[3]日立 GE ニュークリア・エナジー㈱、[4]三菱重工業（株）

地震時における電動弁及び空気作動弁の機能維持確認済加速度は、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程」（JEAC4601）に規定されており、その引き上げを目指して 20×9.8m/s² レベルでの加振試験（参考文献[1],[2]参照）及び評価法検討を行ってきている。JEAC4601 では、駆動部応答の加速度評価と併せて最弱部の構造強度評価を要求しており、許容値 1.5Sy が定められている。本研究では、その許容値の妥当性について、実機による検証試験により確認するため、空気作動グローブ弁及び空気作動バタフライ弁を対象に、1.5Sy 相当以上の静荷重試験を実施し、弁の要求機能を満足することを確認した。

キーワード：耐震性、構造強度評価、動的機能維持弁、弁、静荷重試験、動作機能確認済加速度

## 1. 緒言

国内原子力発電所に設置される空気作動グローブ弁及び空気作動バタフライ弁のヨーク、弁箱等の応力過大事象に起因して発生する摩擦抵抗の増加（作動不良）、弁座シール性能低下、グランド漏洩の影響程度について、静荷重試験にて確認した。静荷重試験概要図を図 1 に示す。

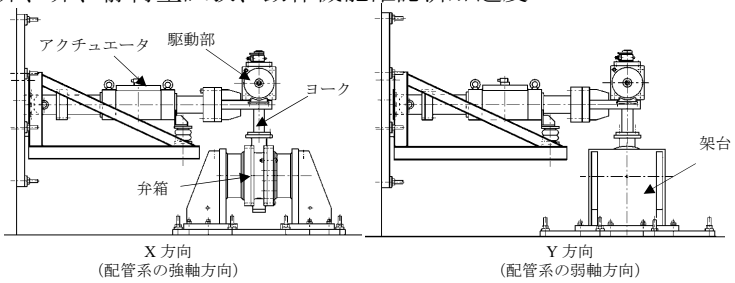



図 1 静荷重試験概要図（空気作動バタフライ弁）

## 2. 静荷重試験

水平（X, Y）方向それぞれで静荷重試験を行った。各試験体の据付状況を図 2 に示す。

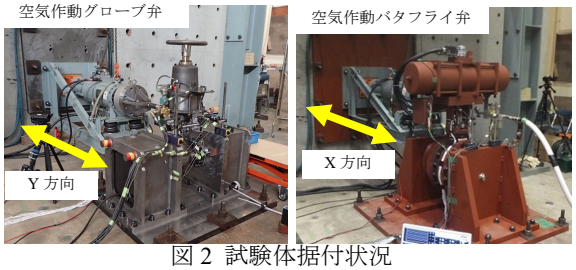



図 2 試験体据付状況

試験の結果、空気作動バタフライ弁は 3.3Sy 相当の荷重まで、空気作動グローブ弁は 2.7Sy 相当の荷重まで、シール性能及び作動性能に問題のないことが確認できた。なお、今回の試験体は空気作動弁を代表試験体として実施したが、電動弁の場合もヨーク、弁箱等の本体側構造は類似しており、成果は同様に適用可能である。

## 3. 結論

動的機能維持評価における構造強度評価の許容値の 1.5Sy レベルを大幅に上回る荷重を負荷した状態においても、シール性能及び作動性能へはほとんど影響がなく、地震時の動的機能維持評価を、駆動部における動作機能確認済加速度（$A_{TI}$）との比較と、構造最弱部における 1.5Sy を許容値とした構造評価を行うことは十分保守的であることが確認された。

### 参考文献

[1] SEISMIC TEST RESULTS OF AIR-OPERATED VALVE ACTUATORS FOR NUCLEAR POWER PLANTS (AIR-OPERATED BUTTERFLY VALVE (DIRECT-COUPLED TYPE)) , ASME PVP2019-93194, (2019.7)
[2] SEISMIC TEST RESULTS OF AIR-OPERATED VALVE ACTUATORS FOR NUCLEAR POWER PLANTS (AIR-OPERATED GLOBE VALVE (CYLINDER TYPE)), ASME PVP2019-93485, (2019.7)

Yoshitaka Tsutsumi[1], Koji Nishino[2], Urara Watanabe[2], *Yoshinao Matsubara[2], Shin kumagai[3], Ryo Kubota[3], Shota Tanemura[3], Shigeki Suzuki[4], Motoaki Fuji[4], Yoshiaki Takemoto[4]
[1]CHUBU Electric Power Co. [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Co. [3]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd. [4]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

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

# [3F05-06] Optimization of Nuclear Regulatory Inspection

chair: Kenta Murakami (UTokyo)

Fri. Sep 10, 2021 11:20 AM - 12:00 PM Room F

## [3F05] Research on Efficient Operation of Nuclear Regulatory Inspection System and Improvement of Inspectors' Competence

*Junji Eto[1], Hiroki Sugino[1], Masaki Onodera[1], Shono Fujiyama[1], Kiyoshi Nakajima[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Kiyoteru Suzuki[1] (1. Mitsubishi Research Institute, Inc.)

11:20 AM - 11:35 AM

## [3F06] Research on Efficient Operation of Nuclear Regulatory Inspection System and Improvement of Inspectors' Competence

*Hiroki Sugino[1], Junji Eto[1], Masaki Onodera[1], Shono Fujiyama[1], Kiyoshi Nakajima[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Kiyoteru Suzuki[1] (1. MRI)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 原子力規制検査の効率的運用および検査官の能力向上等に関する調査研究
## （1）ヒアリング調査及びインタビュー調査の結果

Research on Efficient Operation of Nuclear Regulatory Inspection System and Improvement of Inspectors' Competence　(1)Results of Hearing and Interview Surveys

*江藤　淳二[1],杉野　弘樹[1],小野寺　将規[1],藤山　翔乃[1],中島　清[1],義澤　宣明[1],鈴木　清照[1]

[1]三菱総合研究所

2020年4月から施行された原子力規制検査制度について、定着状況（理解度、習熟度など）を把握することに加え、制度の運用開始によって浮き出てきた問題点、要改善点や良好事例などを収集してとりまとめ、これらを元に検査官能力の向上、検査の効率的な運用等を図ることを目的として、検査業務などに携わる職員を対象としたアンケート調査及びインタビュー調査を実施した研究成果について報告する。

**キーワード：Nuclear regulatory inspection, Reactor oversight process, Risk-informed, Performance-Based**

### 1. 緒言

2020年4月から施行された、米国原子力規制委員会（NRC）の原子炉監視プロセス（ROP）を参考にパフォーマンスベースト／リスクインフォームドのコンセプトを取り入れた原子力規制検査について、特に導入当初において検査業務の直接の担い手である検査官が業務を行う際に困難を伴うことが予想され、アンケート調査及びインタビュー調査を実施して、定着状況（理解度、習熟度など）を把握することに加え、制度の運用開始によって浮き出てきた問題点、要改善点や良好事例などを収集してとりまとめた。

### 2. 実験

検査業務を行っている検査官等を対象に、アンケート調査（自由記述を含む）での設問大項目6項目（66の小項目質問）を設定し、webアンケート調査を匿名にて実施した。また、アンケート回答を具体的に補足可能なインタビュー項目を設定し、インタビュー形式による聞き取り調査を実施した。

### 3. 結果・考察

Figure.1に原子力規制検査の4つの基本コンセプト（パフォーマンスベースト、リスクインフォームド、フリーアクセス、改善措置活動（CAP: Corrective Action Program））についての理解に関する調査結果を示す。調査結果からKnowledge(知識)としての理解は定着していることが確認でき、今後はSkills（実践）やAttitudes（姿勢）の深堀り調査へ展開することが挙げられる。

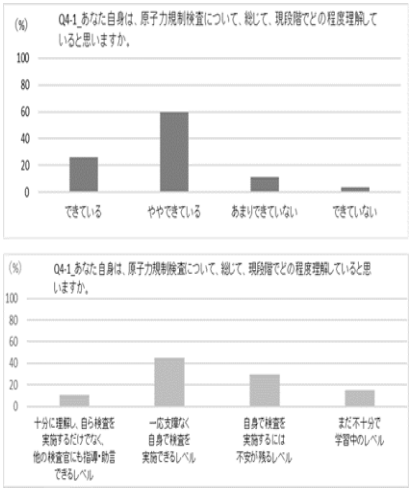



Fig.1 原子力規制検査について総じての理解度（上段（2020年度）n=178、下段（2019年度）n=190）

本調査研究は、原子力規制庁の「令和２年度原子力施設等防災対策等委託費（原子力規制検査の効率的運用、検査官の能力向上等に関する調査」として行われたものである。また、本稿は著者の意見を表明したものであり、必ずしも原子力規制庁の見解を反映したものではない。

**参考文献**　原子力規制委員会ホームページ, 原子力規制検査に関する文書, 検査制度の自己評価に関する文書, 令和２年度原子力施設等防災対策等委託費(原子力規制検査の効率的運用、検査官の能力向上等に関する調査)報告書
（https://www2.nsr.go.jp/activity/regulation/kiseikensa/guide_index.html）

---

*Junji Eto[1], Hiroki Sugino[1], Masaki Onodera[1], Shono Fujiyama[1], Kiyoshi Nakajima[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Kiyoteru Suzuki[1]

[1]Mitsubishi Research Institute, Inc.

# 原子力規制検査の効率的運用および検査官の能力向上等に関する調査研究 （2）原子力規制検査制度の継続的改善に向けた施策

Research on Efficient Operation of Nuclear Regulatory Inspection System and Improvement of Inspectors' Competence (2) Measures to Continuously Improve the Nuclear Regulatory Inspection System

*杉野　弘樹[1]，江藤　淳二[1]，小野寺　将規[1]，藤山　翔乃[1]，
中島　清[1]，義澤　宜明[1]，鈴木　清照[1]，
[1]三菱総合研究所

原子力規制検査制度の効率的な運用と検査官の能力向上を目的として、検査業務に携わる原子力規制庁職員を対象にアンケート調査とインタビュー調査を実施した。調査の結果、検査官の原子力規制検査制度の概念に関する理解が浸透していることが明らかになった一方、検査制度の運用や検査官の能力向上に関する改善点が抽出された。本稿では、有識者意見を踏まえ、検査制度を継続的に改善するための施策等を提案する。

**キーワード：原子力規制検査制度，原子炉監督プロセス，検査官の力量，リスクインフォームド，パフォーマンスベースト**

## 1. 緒言

2020年4月から施行された原子力規制検査について、アンケート調査及びインタビュー調査を実施して、定着状況（理解度、習熟度など）を把握することに加え、制度の運用開始によって浮き出てきた問題点等をとりまとめるとともに、有識者意見を踏まえ、制度の継続的改善に向けた施策（案）等を取りまとめた。

## 2. 調査結果の整理及び有識者意見[1]

本調査研究の結果、検査官の原子力規制検査に対する理解度がある程度高まっているとの結果が確認された一方、検査官による検査活動の実践程度の把握や検査制度の運用に関する改善点が抽出された。

また本調査研究の結果について、有識者からは、本検査制度のより効果的な実践に向けて、回答者による回答基準のばらつきへの対処、実践の程度を把握する上での気力・精神的要素の考慮、本制度に係るインフラの充実、検査官の力量評価のための指標の必要性等について多く言及された。

## 3. 制度の継続的改善に向けた施策（案）

著者らは、検査官による検査活動の実践程度の把握という観点では、著者らは今後特に、実践（Skills）や姿勢（Attitudes）といった要素の把握が重要であると考え、検査官の実践（Skills）を高める組織大の施策（案）として、事業所間ピアレビュー、検査活動に係る CAP 活動の実施などの必要性を提案した。

検査官による検査活動は、原子力安全の持続的向上の一役を担う重要な現場活動の１つであり、より効果的な原子力規制検査制度の運用に向けては、制度の継続的改善はもとより、検査官の力量向上に資する、組織全体として高いモチベーションの維持、継続的に知識・実践力向上を図れる仕組み・環境を構築していくことが重要である。

本調査研究は、原子力規制庁の「令和２年度原子力施設等防災対策等委託費（原子力規制検査の効率的運用、検査官の能力向上等に関する調査」として行われたものである。また、本稿は著者の意見を表明したものであり、必ずしも原子力規制庁の見解を反映したものではない。

**参考文献**　原子力規制委員会ホームページ, 原子力規制検査に関する文書, 検査制度の自己評価に関する文書, 令和２年度原子力施設等防災対策等委託費(原子力規制検査の効率的運用、検査官の能力向上等に関する調査)報告書
（https://www2.nsr.go.jp/activity/regulation/kiseikensa/guide_index.html）

---

* Hiroki Sugino[1], Junji Eto[1], Masaki Onodera[1], Shono Fujiyama[1], Kiyoshi Nakajima[1], Nobuaki Yoshizawa[1], Kiyoteru Suzuki[1]
[1]Mitsubishi Research Institute, Inc.

General Meeting

# [3F_GM] The 40th General Meeting of Operation and Power Division

Fri. Sep 10, 2021 12:10 PM - 12:50 PM  Room F

## [3F_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Sep 10, 2021 12:10 PM - 12:50 PM  Room F)

# [3F_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Division

# [3F_PL] Voluntary efforts to improve nuclear safety in the energy industry with a view to the 6th strategic energy plan

chair: Takaaki Sakai (Univ. of Tokai)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room F

## [3F_PL01] Voluntary efforts to improve nuclear safety in ATENA

*Takamori Suzuki[1] (1. ATENA)

## [3F_PL02] Voluntary efforts to improve nuclear safety in JANSI

*Norio Atsumi[1] (1. JANSI)

## [3F_PL03] Voluntary efforts for safety enhancement at the nuclear power plants of Chubu Electric Power Co. , Inc.

*Yoshitaka Tsutsumi[1] (1. Chubu Electric Power)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

原子力発電部会セッション

# エネルギー基本計画の見直しを見据えた産業界の安全性向上に係る自主的な取り組み

Voluntary efforts to improve nuclear safety in the energy industry with a view to the 6th strategic energy plan

## （1）安全性向上のための ATENA の取り組み

(1) Voluntary efforts to improve nuclear safety in ATENA

*鈴木 孝守[1]

[1]原子力エネルギー協議会（ATENA）

### 1. はじめに

福島第一原子力発電所事故の後、原子力産業界は、このような事故を二度と起こさないという強い決意の下、安全性向上に資する組織による原子力事業者への支援等を通じて、規制の枠に留まらないより高い次元の安全性確保に向けた取り組みを進めているところである。

ATENA は、このような原子力産業界の自律的かつ継続的な取り組みを定着させることを目的に、2018 年 7 月に、原子力事業者、メーカー及び関係団体など 19 の法人・団体を会員として設立された。ミッションとして、「原子力産業界全体の知見・リソースを効果的に活用しながら、原子力発電所の安全性に関する共通的な技術課題に取り組み、自主的に効果ある安全対策を立案し、事業者の現場への導入を促すことにより、原子力発電所の安全性をさらに高い水準に引き上げる」ことを目指して活動をしている。

### 2. ATENA の役割

ATENA は、共通的な技術課題の解決のため、原子力産業界の中で以下の役割を担っている。

① 原子力産業界全体で共通的な技術課題（テーマ）の解決に取組み、各事業者に効果的な安全対策の導入を要求する。

② 安全性向上という共通の目的の下、原子力産業界の代表者として、規制当局と対話する。

③ さまざまなステークホルダーと安全性向上の取組みに関するコミュニケーションを行う。

①の共通的な技術課題の検討について、ATENA は、新知見・新技術への対応をはじめとした共通的な技術課題に対し、専門性を持って、原子力発電所の効果的な安全性向上を目指し技術検討を行い、検討結果は、必要に応じ技術レポートとして取りまとめ、公開している。（https://www.atena-j.jp/report/）

さらに ATENA が立案する安全対策（技術レポート等）は、事業者の利害関係に関わらず、安全性を高める上で効果的な対策とし、一部反対する事業者がいる場合も、事業者に対策の導入を要求するとともに、事業者の対策実施状況を確認している。（https://www.atena-j.jp/safety_measure/）

②の規制当局との対話について、「デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障（CCF）への対応」や「安全な長期運転に向けた経年劣化管理」等の技術課題に対し、意見交換を実施している。（https://www.atena-j.jp/dialogue/）

### 3. まとめ

ATENA の使命は、原子力発電所の安全性を自主的かつ継続的に向上させるために、原子力産業界が一体となって取り組むようリーダーシップを発揮していくことである。ATENA は、産業界における連携を一層強化して「課題（潜在リスク）の共有～対策実施～実施状況確認」という安全性向上活動のプロセス全体を効率的に進めることを促していく。また、規制当局との間で、課題に対する認識を共有し、安全確保の方向性や、安全上の重要度、対応時期等について、より積極的かつオープンに議論し、産業界の代表者として意見を述べていく。

---

*Takamori Suzuki[1]

[1]Atomic Energy Association

2021年秋の大会

原子力発電部会セッション

# エネルギー基本計画の見直しを見据えた産業界の安全性向上に係る自主的な取り組み

Voluntary efforts to improve nuclear safety in the energy industry with a view to the 6th strategic energy plan

## （2）安全性向上のための JANSI の取り組み

(2) Voluntary efforts to improve nuclear safety in JANSI

*渥美　法雄[1]

[1]原子力安全推進協会

### 1. はじめに

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所事故のような外部への大量の放射性物質放出を伴う事故を二度と起こしてはならないという日本の原子力産業の総意に基づき、自主規制組織として 2012 年 11 月に原子力安全推進協会(JANSI)は設立された。

JANSI は、日本の原子力産業界における世界最高水準の安全性の追求(たゆまぬエクセレンスの追求)をミッションとして、安全性向上対策、ピアレビューなどの評価と支援の活動を展開している。

### 2. JANSI の取り組み

#### 2-1. 自主規制組織としての JANSI の歩み

現在の取り組みに至るまでの創成期の課題とそこから導かれる自主規制の目指す姿にふれ、そこで大切となる自主規制機関と事業者による協働の原則について紹介する。

#### 2-2. 自主規制実現に向けた取り組み

原子力産業界自主規制実現のために定めた JANSI 事業運営の 5 原則および中期的な計画を定めた JANSI の 10 年戦略策定の流れ・主要アクションをご紹介する。また、その礎となっている計画策定時に合わせて考察した産業界の将来ビジョンについてもお示しする。

#### 2-3. 活動状況

10 年戦略で定められた主要なアクションについて、現在の活動状況を紹介する。主なものとして、ピアレビュー、安全文化診断、運転経験(OE)情報の活用およびリーダーシップ研修があり、それらの概要、活動状況および特徴などについて触れる。

### 3. まとめ

現在までの活動を踏まえ、産業界の将来ビジョンに対する達成状況をとりまとめ、現状の総括と今後の対応についてお示しする。

今後の取り組みとして、WANO、INPO 等の世界の中の支援組織および ATENA、NRRC 等の国内の産業界支援組織と連携して活動していくことが、さらに求められていくと考えている。

これらの活動の報告を原子力学会の場で行い、さらに幅広いご意見を傾聴し、より良い活動に繋げていきたいと考えている。

---

*Norio Atsumi[1]

[1]Japan Nuclear Safety Institute

2021年秋の大会

原子力発電部会セッション

# エネルギー基本計画の見直しを見据えた産業界の安全性向上に係る自主的な取り組み

Voluntary efforts to improve nuclear safety in the energy industry with a view to the 6th strategic energy plan

## （3）中部電力における自主的安全性向上の取り組み

(3) Voluntary efforts for safety enhancement at the nuclear power plants of Chubu Electric Power Co., Inc.

*堤 喜隆[1]

[1]中部電力株式会社

### 1. はじめに

国の中長期的なエネルギー政策の方針である「エネルギー基本計画」の見直しが、あらゆるエネルギー関連設備の「安全性」を大前提として進められている。特に原子力については、不断の安全性向上に向けて、産業界全体での自主的な取り組みが重要視されている状況である。

ここでは、中部電力におけるサイト特性に合わせた追加対策及び廃止措置プラントを活用した研究による知見の反映状況を紹介する。

### 2. 事業者が主体的に安全を向上させるための取り組み

#### 2-1. 浜岡原子力発電所の自主的安全性向上の取り組み（基本姿勢）

浜岡原子力発電所では、南海トラフの地震の発生に備え、東北地方太平洋沖地震発生以前から耐震性を高める工事など常に最新の知見を反映し自主的に安全性向上に努めてきた。

福島第一原子力発電所の事故以降も、新規制基準施行前から津波対策や重大事故等対策を自主的に進めるとともに、新規制基準を踏まえた追加対策に取り組むなど、安全対策を積み重ね、リスク低減に向けた活動を実施している。

#### 2-2. 設備・機器への知見の反映

#### 2-2-1. 耐震裕度向上工事

2005 年 1 月、原子力安全委員会（当時）において、耐震設計審査指針改訂の審議を契機として、自主的に耐震裕度向上工事（約 1,000 ガル）を実施した。

#### 2-2-2. 免震装置の採用（緊急時ガスタービン発電機建屋）

東北地方太平洋沖地震において、免震重要棟では機器等の転倒もなく、震災後の活動拠点として重要な役割を果たしたことを踏まえ、多重化された設計基準の電源設備に対して、地震に対する多様性をもたせて電源設備の信頼性を向上させるため、重大事故等対策用の緊急時ガスタービン発電機建屋に採用した。

なお、中越沖地震後に設置した緊急時対策所（新規制基準上の自主設備）にも免震構造を採用している。

#### 2-2-3. 防波壁への複合構造の適用

震災以前には、巨大津波に対する防潮堤等の標準的な設計手法はなく、東北地方太平洋沖地震に伴う津波により、釜石湾口防波堤をはじめ多くの防潮堤等が津波の波力や越流に伴う基礎部の洗掘により倒壊した。

このため、防波壁には、巨大地震・津波に対して十分な安定性と耐力を保持し、さらに防波壁を大きく越流する津波に対しても津波防護機能を保持することが求められたことから、防波壁の構造には、岩盤に根入れした安定性の高い鉄筋コンクリート造の地中壁基礎の上に、鋼構造と鉄骨・鉄筋コンクリート構造からなる靭性の高いＬ型の壁部を結合する、新たな構造形式を採用した。

図 1 に防波壁（一般部）の構造概要を示す。

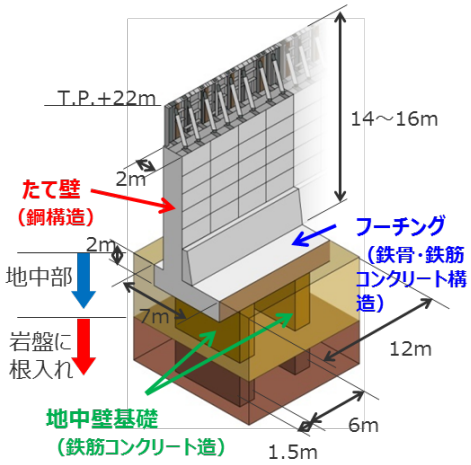



図 1　防波壁（一般部）の構造概要

**2-2-4. 浸水防止対策としてのフラップゲートの採用**

東北地方太平洋沖地震では、津波襲来時に防潮堤の開口部に設置された陸閘（りっこう）の閉止が間に合わなかったり、電源等の喪失によりゲートが閉止できずに被害が拡大した。

フラップゲートは、浸水時の浮力により自動的に作動する構造であるため、無動力かつ人為操作なしで閉止することが可能となり、取水槽溢水防止壁車両ゲート、排水用ゲート及び原子炉建屋空調開口部に採用している。

**2-2-5. 大物搬入口扉の二重化（強化扉＋水密扉）**

福島第一原子力発電所では東北地方太平洋沖地震に伴う津波により、建屋の開口部から建屋内に浸水し、建屋内の電源盤等の重要機器が機能喪失した。

浜岡原子力発電所では、防波壁を越流する津波に対しても津波波圧や津波漂流物により、浸水防止機能を有する大物搬入口水密扉が破損しないように、大物搬入口水密扉の外側に耐波圧用の強化扉を設置し、強化扉、水密扉の二重化により建屋内への浸水防止機能の信頼性を向上させている。

**2-2-6. 緊急時高圧炉心スプレイ機器冷却水系**

緊急時高圧炉心スプレイ機器冷却水系は、重大事故時等において、高圧炉心スプレイ機器冷却水系又は原子炉機器冷却水系が使用不能となった場合、緊急時高圧炉心スプレイ機器冷却水ポンプ及び空冷式熱交換器を用いて高圧炉心スプレイポンプ、又は格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ水を格納容器下部に流し込む）として使用する余熱除去ポンプに冷却水を供給する。

**2-2-7. 緊急時海水取水系**

緊急時海水取水系は、各号炉の取水槽を結んでいる連絡トンネル水路から分岐した水路を経て、緊急時海水取水ポンプピットへ導いており、引き津波時においても、緊急時海水取水ポンプの運転に必要な海水をピット内に確保できる設計としている。

**2-3. 研究による知見の積み上げ・反映**

**2-3-1. 安全性向上のための知見**

現場を有効に活用し、現場と密接に連携して研究を進めるため、浜岡原子力発電所内に「原子力安全技術研究所」を設置（2012 年 7 月）し、原子力発電所の安全性向上や運営改善のための研究として、浜岡のフィールドを活用し、廃止措置中の 1･2 号機の実際の機器･設備の経年変化の調査などの研究に取り組んでいる。

また、将来にわたる原子力の安全利用に必要な技術を中心として、大学や研究機関などと連携して取り組むことをねらいに「公募研究」を実施している。

### 2-3-2. 津波監視システム

津波発生時の初動対応に役立てるため、沖合の観測情報をリアルタイムで監視し、襲来を予測する「津波監視システム」を開発している。DONET、GPS 波浪計を取り込んだプロトタイプを 2016 年に構築し、海洋レーダ・高感度カメラの取込み、予測手法の改良を実施している。

また、海洋レーダについて、通常 15～30 分かかる観測時間を 1 分に短縮したことで、常設では世界初の津波対応機となり、津波がどのように観測できるか検証中である。

図 2 に浜岡原子力発電所で観測する津波監視システムを示す。




図 2　津波監視システム（浜岡原子力発電所で観測）

### 2-3-3. 廃止措置プラントの活用

「原子炉圧力容器」や「原子炉建屋コンクリート」の各部から試料を採取し、原子炉の運転による材料特性変化の調査・研究を実施している。

### 2-3-4. 浜岡 1 号機の廃材を活用した研究

浜岡 1 号機の廃材（運転中はサンプル採取できない原子炉圧力容器を構成する金属や原子炉建屋コンクリート）を活用し、最新の材料分析技術を用いてデータを採取し、中性子照射脆化や高経年化コンクリートの健全性評価手法などの研究に取り組んでいる。

図 3 にコンクリートサンプルの分析例を示す。

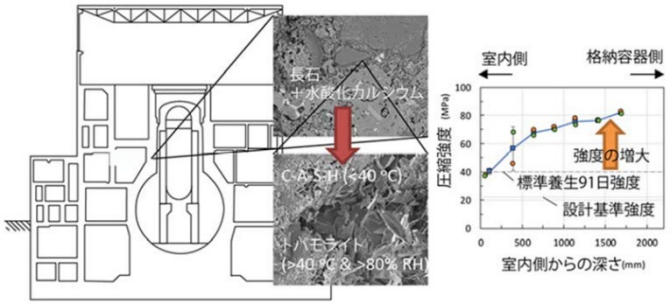



図 3　コンクリートサンプルの分析例

### 3. まとめ

浜岡原子力発電所における事業者が主体的に安全を向上させるための取り組みを紹介した。

今後も新規制基準を踏まえた追加対策、新検査制度を踏まえた安全性向上の取り組みを行うとともに、プラント再稼働後は、安全性向上評価の知見を反映した取り組みを行うなど、常に最新の知見を反映し自主的に安全性向上に努める。

*Yoshitaka Tsutsumi[1]

[1]Chubu Electric Power Co., Inc.

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

# [3G01-03] Applied Numerical Simulations

chair: Mikio Sakai (UTokyo)

Fri. Sep 10, 2021 9:55 AM - 10:50 AM Room G

## [3G01] Criticality Analysis of Inverse Power Law Random Media with Spectral Range Control

*Taro Ueki[1] (1. JAEA)

9:55 AM - 10:10 AM

## [3G02] Improvement of the Analysis of Metallic Corium Solidification in VULCANO VF-U1 Experiment with MPS Method

*Takanari Fukuda[1], Akifumi Yamaji[1], Xin Li[1] (1. Waseda Univ.)

10:10 AM - 10:25 AM

## [3G03] Prediction of Flow Behavior with Machine Learning Using Convolutional LSTM

*Aya Kitoh[1], Kei Maeshima[1], Kenya Takiwaki[1], Hideki Horie[1] (1. TOSHIBA ESS)

10:25 AM - 10:40 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# スペクトル範囲設定機能付き逆冪乗則乱雑媒質の臨界性評価

Criticality Analysis of Inverse Power Law Random Media with Spectral Range Control

*植木 太郎[1]

[1]日本原子力研究開発機構

逆冪乗則パワースペクトルを実現する確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数においては、ワイエルシュトラス関数のフラクタル性への収束との関係を断ち切ることにより、スペクトル範囲設定機能の導入が可能となる。この新機能の臨界計算への適用例として、燃料デブリの中性子実効増倍率の不確かさ評価を示す。

**キーワード**：スペクトル範囲、パワースペクトル、不完全確率的乱雑化ワイエルストラス関数、Solomon

**1. 緒言**　極端な無秩序の下では、統計力学的な系は、逆べき乗則パワースペクトルの状態に向かうことが知られている。工学的には、逆冪乗則モデルにスペクトル範囲設定機能を導入することが重要である。

**2. 不完全確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数（IRWF: incomplete randomized Weierstrass function）**

IRWFとは、次に示す確率的な関数のことである：$\sigma\sum_{j=m1}^{m2} B_j\lambda^{-\alpha j}\sin\left(\lambda^j x + A_j\right)$，　$\lambda>1, \alpha\geq 0, -\infty < m1 < m2 < \infty$．ここで、$\sigma$は振幅調整因子、$A_j$は独立で$(0,2\pi)$において一様な確率変数、$B_j$は期待値0で分散1の独立な確率変数である。ワイエルシュトラス関数は、$A_j$=0、$B_j$=1、$m1$=1、$m2$= ∞に相当する。IRWFでは、$m2\to\infty$の時に現れるフラクタル性への収束とは全く関係なく、$m1$=1という条件も外し、$-\infty<m1<m2<\infty$という束縛のみの有限和を計算する。この意味で、不完全な確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数である。共分散計算とWiener-Khinchinの定理の適用により、IRWFのパワースペクトルが、(波数)$^{2\alpha+1}$に比例し、波数範囲が$[\lambda^{m1-1}, \lambda^{m2}]$であることを示すことができる。IRWFは、$\sigma\sum_{j=m1}^{m2} B_j\lambda^{-\alpha j}\sin\left(\lambda^j \mathbf{r}\bullet\boldsymbol{\Omega}_j/S + A_j\right)$として3次元化され、partial volume pairing法[1]により、多種物質乱雑混合での巨視的核反応断面積に適用される。なお、$\mathbf{r}$は位置ベクトル、$\boldsymbol{\Omega}_j$は単位球面上で一様にサンプリングされる独立なベクトル、$S$はスケーリング因子である。

**3. 臨界計算への適用例**　前節の手法を、3燃焼度点で代表される水含有燃料デブリの燃料混合部分に適用し、Solomonモンテカルロソルバーによる臨界計算を実施した。燃焼燃料の原子個数密度は、燃焼度15.2GWd/t、24.2GWd/t、37.5Gwd/tのデータを使用した。計算体系は、内半径30 cm、半径60 cmの同心球とした。半径30 cmから半径60 cmの部分を水反射体とし、半径30 cm以下では、水対燃料体積比を5:2とした。個々のレプリカ計算の条件は、世代あたりの粒子数50000、世代数5200、初期スキップ世代数200である。1レプリカのモンテカルロ計算の標準偏差は0.00006程度である。ブラウン運動相当の乱雑化ケース（$\alpha$=0.5の場合）についての臨界性評価例を、IRWFの最大振幅条件を同一にして、図1に示す。低波数、即ち、高波長領域が、臨界性揺らぎを大きくすることがわかる。なお、$S$= 30 cmとした。

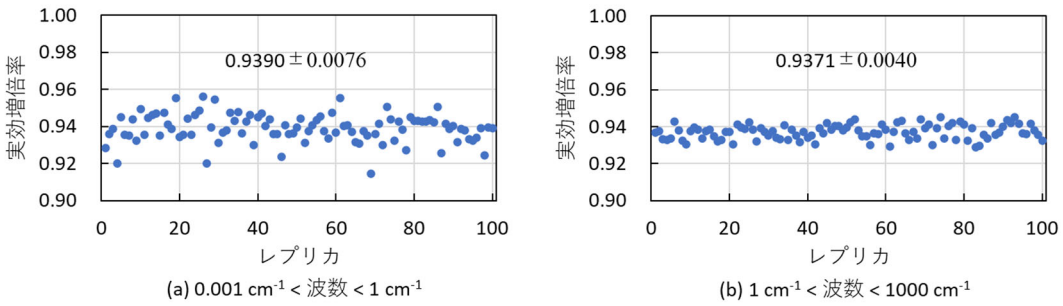



図１　臨界性揺らぎ（1/(波数)$^2$ スペクトルのケース）

**4. 今後の研究の方向性**　任意のパワースペクトル入力に対する乱雑化手法に取り組む予定である。

**参考文献**　［1］T. Ueki, Nuclear Science and Engineering, February 2021, https://doi.org/10.1080/00295639.2020.1801000.

本報の研究は、原子力規制庁の令和２年度東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業として行われた。

*Taro Ueki

[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group

# VULCANO VF-U1 実験における金属溶融物相凝固挙動の MPS 法解析の改良

Improvement of the Analysis of Metallic Corium Solidification in VULCANO VF-U1 Experiment with MPS Method

*福田 貴斉[1]、山路 哲史[1]、Li Xin[1]

[1] 早稲田大学

溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)を模擬した VULCANO VF-U1 実験における酸化溶融物中の特徴的な金属相凝固分布のメカニズムを Moving Particle Semi-implicit (MPS)法を用いて示した結果を報告する。

**キーワード**:溶融炉心･コンクリート相互作用(MCCI), 東京電力福島第一原子力発電所廃炉, 燃料デブリ, MPS 法, VULVANO VF-U1 実験

## 1. 背景・目的

福島第一原子力発電所の事故後、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を経て形成された燃料デブリ内部の性状分布の推定が重要な課題である。仏国 CEA が実施した VULCANO VF-U1 実験では、実験後に燃料デブリ中の一部の金属相が鉛直方向に引き延ばされるように分布し、酸化物相中に雫状の金属相が分布していた。VOF 法を用いた等温解析では酸化物相・金属相間の界面張力やコンクリートの熱分解により生じたガスバブルの影響が示されたが、伝熱やそれに伴う固液相変化がこのような分布形成に及ぼした影響を解明する必要がある。そこで本研究では、固液相変化を伴う複雑な界面変化の追跡が容易な MPS 法を用いて、VULCANO VF-U1 実験における金属相の凝固分布の形成メカニズムを明らかにすることを目的とする。

## 2. 手法

本研究では MPS 法を用いて多相マルチ界面の凝固直前の流動を高精度に捉えるため、Duan らによる高粘性流動解析アルゴリズム[1]を採用した。さらに Chai らによる研究[2]を参考に、コンクリート熱分解に伴うガスバブルや溶融コンクリートとの混合に伴う酸化物相の密度低下が溶融物挙動に及ぼす影響を考慮するモデルを新たに開発し、従来の MPS 法に基づく MCCI 解析を改良した。

## 3. 結果

先ず、溶融コンクリートが酸化物相と瞬時・均一に混ざり合い、酸化物相の密度が減少すると仮定した解析を行なった。その結果、酸化物相と金属相は密度差で成層化した。その後、コンクリート壁に接する金属相が選択的に凝固することでコンクリートの侵食に伴う溶融物の沈降から金属相が取り残され、実験と同様に金属相がコンクリート側壁近傍に分布した。しかし実験で観測された金属相の雫状の散乱や縦方向に引き延ばされたような分布は再現されず、コンクリート下部の侵食が過大評価された。このような実験結果と解析結果の差は、解析における金属相と酸化物相の密度差の過大評価が原因と考えられる。そこで、酸化物相が溶融コンクリートと混合しても金属相と同程度の密度が維持されると仮定した解析を行なった。その結果、ガスバブルにより金属相の一部が酸化物相中に雫状に散らばり、溶融コンクリートが誘起した上昇流で金属相の一部がコンクリート側壁近傍に牽引された後、熱伝導率の高い金属相に接した酸化物相が先行して固化し、実験結果と同様な凝固物分布が再現された。

**謝辞**：本研究は JSPS 科研費 JP21J12226 の助成を受けたものです。

**参考文献**

[1] Duan, G., et al., Nucl. Eng. and Des., 343, 218–231, 2019. [2] Chai, P., et al., Ann. Nucl. Ener., vol. 103, p. 227–237, 2017.

---

*Takanari Fukuda[1], Akifumi Yamaji[1] and Xin Li[1]

[1]Waseda Univ.

HN-2021-2224、［ＮＰ開］-21010

# Convolutional LSTM による流動挙動の予測
# 非定常バックステップ流れへの適用

Prediction of Flow Behavior with Machine Learning Using Convolutional LSTM
Application to Unsteady Backward-Facing Step Flow

*鬼頭　理[1]，前島　啓[1]，滝脇　賢也[1]，堀江　英樹[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

近年、機械学習や深層学習の流体解析への適用手法は著しい発展を遂げており、本研究では流体機器の設計・開発支援のために機械学習の流体解析への適用性を検討している。今回、高レイノルズ数（*Re*）のバックステップ流れについて Convolutional LSTM（ConvLSTM）により流動挙動を予測し、有用性を評価した。

**キーワード：機械学習、深層学習、畳み込み、LSTM、バックステップ、非定常**

## 1. 緒言

本研究では機械学習の流体解析への適用性検討の一貫として、これまでに定常バックステップ流れについてオートエンコーダーを用いた流動挙動を評価し良好な結果が得られた。今回、*Re*＝4000～5000 の非定常バックステップ流れの数値流体解析(CFD)結果について、ConvLSTM による学習・予測を行い評価した。

## 2. ConvLSTM による流れ場予測

### 2-1. ConvLSTM による学習

ConvLSTM は、再帰型ニューラルネットワークである LSTM に畳み込み層を追加して空間情報を保持できるようにした手法[1]である。図 1 のように渦放出位置付近を切り出した CFD の時系列画像 1440 枚を、ConvLSTM を 2 層、時間進行の活性化関数を Sigmoid、その他の活性化関数を tanh、誤差関数を平均二乗誤差(MSE)としたネットワークで学習させ、過去の速度場を与えて未来の速度場を予測した。

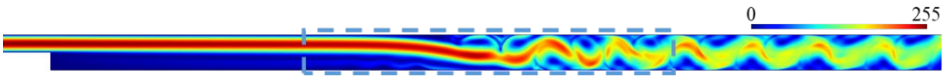



図 1　学習データ（*Re*＝4500）

### 2-2. 結果

CFD と ConvLSTM による速度の絶対値の予測とこれらの誤差率を図 2 に示す。時間進行とともに主流の再付着領域で生成された渦が下流に向かい、拡散される挙動が ConvLSTM で予測できた。なお、MSE は 3.9%であった。

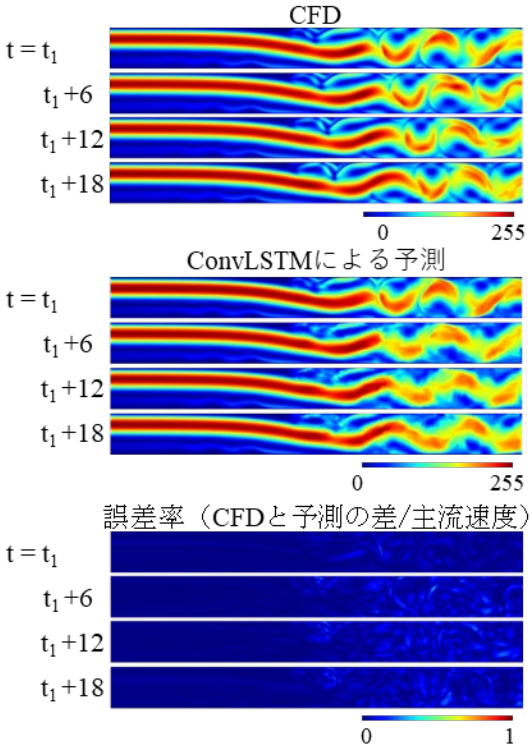



図 2　任意の時刻 $t_1$ からの CFD と ConvLSTM による予測の比較

## 3. 結論

非定常バックステップ流れの渦の放出・拡散の時系列予測に ConvLSTM が有用であることを示した。

### 参考文献

[1] Shi et al, “Convolutional LSTM Network: A Machine Learning Approach for Precipitation Nowcasting”, arXiv:1506.04214

*Aya Kitoh[1], Kei Maeshima[1], Kenya Takiwaki[1] and Hideki Horie[1]
[1]TOSHIBA ENERGY SYSTEMS & SOLUTIONS CORPORATION

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

# [3G04-07] Advanced Simulation

chair: Aya Kitoh (TOSHIBA ESS)

Fri. Sep 10, 2021 10:50 AM - 12:00 PM Room G

## [3G04] Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

*Hiroshi Akie[1], Kenichi Tada[1], Ayako Ono[1], Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Yoshida[1], Tomohiro Kawanishi[1] (1. JAEA)

10:50 AM - 11:05 AM

## [3G05] Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

*Kenichi Tada[1], Hiroshi Akie[1], Ayako Ono[1], Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Yoshida[1], Tomohiro Kawanishi[1] (1. JAEA)

11:05 AM - 11:20 AM

## [3G06] MPS simulation for a melt pool involving melting and resolidification

*Ziliang Zhang[1], Guangtao Duan[1], Mikio Sakai[1] (1. UTokyo)

11:20 AM - 11:35 AM

## [3G07] A MPS method with consistent high-order schemes for droplet simulations

*Guangtao Duan[1], Mikio Sakai[1] (1. Univ. of Tokyo)

11:35 AM - 11:50 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発
# （2）サブチャンネル内詳細気泡分布が核計算に与える影響

Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System
(2) Impact of the fine-scale void distribution in sub-channels on neutronics calculations

*秋江 拓志[1]，多田 健一[1]，小野 綾子[1]，長家 康展[1]，吉田 啓之[1]，川西 智弘[1]
[1]JAEA

JAEA では、軽水炉の設計高度化、安全性の向上を目的として、先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発を進めている。本報告では、サブチャンネル内の詳細な気泡分布が核分裂率（出力分布）に与える影響を調査した。

**キーワード**：核熱連成シミュレーション，MVP，JUPITER，TPFIT，数値解析



図 1　4×4 ピン体系

## 1. 核熱連成シミュレーション開発の背景と目的

従来の核熱連成では、集合体内のボイド率分布を一定とする、もしくは燃料棒で囲まれたサブチャンネル内のボイド率を一定とするなど、ボイド率分布の均質化が必要であった。近年の計算機性能の向上に伴い、JUPITER や TPFIT のように気泡の形状を陽に取り扱うことができるようになった。しかし、計算時間の観点からは、サブチャンネル内の領域分割数を出来るだけ少なくすることが望ましい。そこで本研究では、先進的核熱連成シミュレーションシステムの領域分割数最適化のため、サブチャンネル内の領域分割数が核分裂率に与える影響を核計算により調査した。

## 2. 解析体系および解析条件

核計算には連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP、核データライブラリとして JENDL-4.0 を用いた。計算体系は図 1に示すように 4×4 ピン体系で、核分裂率は中心 2×2 ピンの中央サブチャンネルに面した燃料部分、軸方向 144 mm の領域で評価した。流動様式は気泡流で、平均ボイド率は約 5%である。なお、本計算では、気相の体積割合分布を領域で平均化することでボイド率を計算した。また、ボイド率を均質とする領域のメッシュサイズは0.5 mm (サブチャンネル内26×26分割)、6.5 mm (2×2分割)、13 mm (1×1 分割)の 3 種類とした。なお、核計算のメッシュサイズは全て同じで 0.5 mm としている。

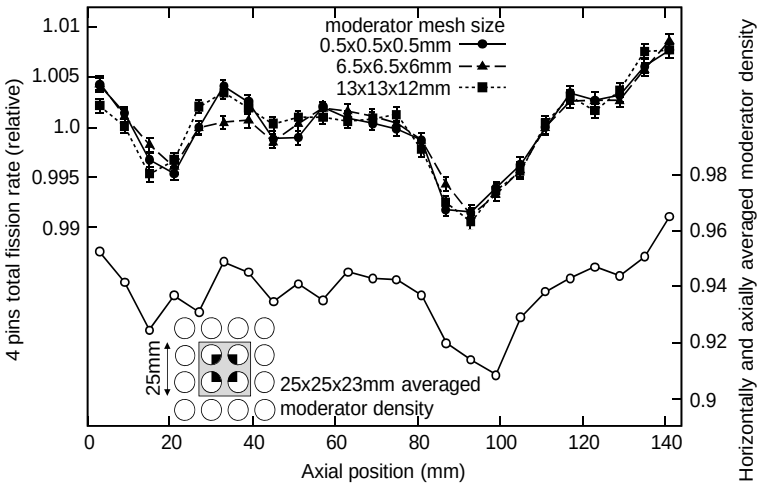



図 2 サブチャンネル内領域分割数が核分裂率に与える影響

## 3. 解析結果

図 2 にサブチャンネル内領域分割数が核分裂率に与える影響を示す。図 2 では、中央部分の 2×2 ピン合計の核分裂率を軸方向 6 mm 毎にプロットしている。図 2 に示すように、サブチャンネル内領域分割数によらず、核分裂率は統計誤差の範囲内で一致している。また、ボイド率の変動に伴う核分裂率の変動はこの体系では±1%程度であった。さらに、核分裂率と平均ボイド率には相関が見られることを確認した。以上のことから、本解析条件においては、サブチャンネル内を詳細に分割する効果はほとんど見られなかった。シリーズ発表(3)でも一部実施しているが、今後は異なるボイド率・流動条件でのサブチャンネル内を詳細に分割する効果について調査していく予定である。

* Hiroshi Akie[1], Kenichi Tada[1], Ayako Ono[1], Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Yoshida[1] and Tomohiro Kawanishi[1]　[1]JAEA

# 先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発
# （3）プロトタイプシミュレーションシステムの開発

Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

(3) Development of a prototype simulation system

*多田 健一[1]，秋江 拓志[1]，小野 綾子[1]，長家 康展[1]，吉田 啓之[1]，川西 智弘[1]

[1]JAEA

JAEA では、軽水炉の設計高度化、安全性の向上を目的として、先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発を進めている。本報告では、開発したプロトタイプシミュレーションシステムの概要と、プロトタイプ開発を通じて得られた知見について報告する。

**キーワード：**核熱連成シミュレーション，MVP，JUPITER，TPFIT，数値解析

**プロトタイプの概要**

先進的核熱連成シミュレーションシステム開発 [1)] に必要な知見を得るため、核熱連成シミュレーションシステムのプロトタイプ(以下、本システム)を開発した。JUPITER や TPFIT、ACE-3D、NASCA など、様々な熱水力解析コードとの結合を考慮し、直方体に区切られたメッシュのボイド率を読み取る形とした。熱水力解析コードでは直方体メッシュでボイド率分布を出力するが、燃料領域を直方体メッシュで計算すると、核計算の計算精度悪化が懸念される。そこで図 1 に示すように、核計算コード MVP の格子形状を用いて熱水力解析コードから得られたボイド率分布を与えた直方体のメッシュの上に燃料棒及び被覆管を配置した。なお、燃料・被覆管と減速材が混在するメッシュについては、

(1) 熱水力解析コード上で減速材領域として認識されているセル

(2) 熱水力解析コード上で燃料領域として認識されているセル (減速材密度=0、図 1 の青色のセル)

の 2 つに分けられる。(1)については熱水力解析コード上で与えられたボイド率をそのまま使うが、(2)については図 1 の青色のセルに隣接するセルのボイド率の平均値を与えることとした。

また本システムでは、サブチャンネル内のメッシュ分割数の変更や減速材温度を入力とした水密度の変更を自動で行うことができる。シリーズ発表(2)では気泡流の条件においてサブチャンネル内の詳細分割が核計算に与える影響を調査したが、本システムを用いることによりチャーン流や環状流の条件でも容易に計算が可能となった。様々な流動条件において、燃料棒内の核分裂率を高さ 2cm 毎に比較したところ、サブチャンネル領域内の分割数が核分裂率に与える影響は、大きな気泡が入る場合を考慮しても±3%程度であった。なお、差異が見られるのは対象とした燃料付近に大きな気泡が近付いた時のみであり、この差異が炉心解析に影響を与えることはほとんどないと考えられる。

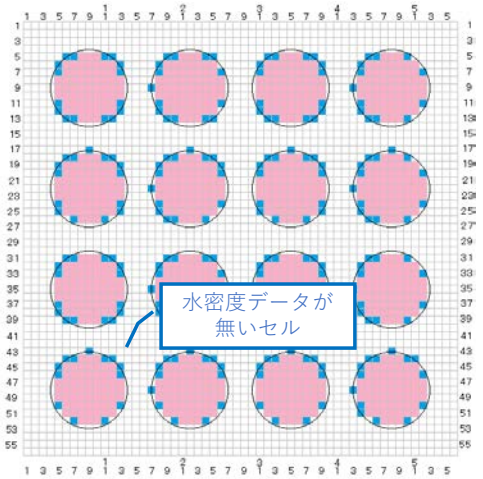


図 1 MVP と JUPITER の幾何形状の結合

プロトタイプの解析結果より、通常運転時においては、現行のサブチャンネル単位の均質化で十分な計算精度が得られる見込みがあることが分かった。今後は核計算から熱水力計算へのフィードバックを行うことで核熱連成を実現すると共に、スペーサー付近や部分長燃料上端部など、サブチャンネル内を詳細に分割する効果がみられると思われる体系での解析により、その影響を調査していく予定である。

1) 川西 智弘ら、「先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発 (1) 核熱連成シミュレーションシステムの概要」、日本原子力学会 2021 年春の年会 2C09 (2021).

* Kenichi Tada[1], Hiroshi Akie[1], Ayako Ono[1], Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Yoshida[1] and Tomohiro Kawanishi[1] [1]JAEA

# MPS simulation for a melt pool involving melting and resolidification

*Ziliang Zhang[1], Guangtao Duan[1] Mikio Sakai[1]
[1]The University of Tokyo

The melting and resolidification of powder beds play an important role in additive manufacturing and nuclear engineering. Defects such as gas pores may appear inside the finished part, probably due to the initial gaps among the powders. In this study, the melt pool due to a laser beam is simulated by a multiphase moving particle semi-implicit (MPS) method.

**Keywords:** MPS Method, Heat-transfer, Phase-change, Melt Pool, Gas Pore, Additive Manufacturing

## 1. Introduction

In order to manufacture the geometrically complex parts that are common in the nuclear and other engineering fields, selective laser melting (SLM) is one of the potential solutions. Defects generated during SLM, such as gas pores, can adversely affect the performance of the manufactured components. The gaps generated by powder compaction may be one of the reasons for the generation of gas pores. [1,2] It is expensive and time-consuming to investigate the formation of gas pore through experiments. Computational modeling and simulation can overcome this difficulty.

## 2. Experimental Procedures

### 2-1. MPS Method

In this study, the melt pool due to a laser beam was simulated by a multiphase moving particle semi-implicit (MPS) method, where the heat-transfer and phase-change models are coupled. The influence of thickness of powder layers on the generation of gas pores was discussed.

### 2-2. Simulation Procedures

In the simulation, a laser beam scanned a powder bed with regularly stacked spherical powder. The melt pool formed and resolidified. As shown in **Fig**. 1, the cases with different thickness of powder layers were simulated. The simulation results showed that the gas was discharged through the continuous gaps and did not remain in the component.



**Fig. 1** Melt pool simulation by MPS

## 3. Conclusion

The simulation showed that the gas was easily discharged through the continuous gaps in the metal melt pool. Thus, the entrapped gas among powder particles may not be a reason for the pores inside the finished parts. In future work, the behavior of the entrapped gas inside a powder particle will be investigated, because such entrapped gas is not connected with continuous gaps.

## 4. Acknowledgements

This research was supported by the MEXT Quantum Leap Flagship Program (MEXT Q-LEAP) under Grant No. JPMXS0118067246.

### References

[1] Antonella Sola, and Alireza Nouri. "Microstructural porosity in additive manufacturing: The formation and detection of pores in metal parts fabricated by powder bed fusion." Journal of Advanced Manufacturing and Processing 1.3 (2019): e10021.

[2] Jing C., et al. "Microstructure, porosity and mechanical properties of selective laser melted AlSi10Mg." Chinese Journal of Aeronautics 33.7 (2020): 2043-2054.

# A MPS method with consistent high-order schemes for droplet simulations

*Guangtao Duan[1] and Mikio Sakai[1]

[1]Univ. Of Tokyo.

The particle shifting method and the surface tension model of the free surface particles are enhanced for the MPS method. Various droplet simulations with oscillation deformation, topological changes, and contact angles were performed to verify the developed method.

**Keywords:** Particle method; MPS; Free surface, Droplet; Surface tension; Particle shifting

## 1. Introduction

The corium jet may take place from the cracked reactor pressure vessel in a postulated severe accident. The corium jet may result in the atomization process, where the effect of surface tension is dominant. Developing a numerical method for free surface flow with strong surface tension or the droplet flow is of great significance to nuclear engineering and other engineering fields. The purpose of this study is to develop an accurate and stable particle method for simulating the droplet flow with the topological changes of free surfaces in both 2D and 3D.

## 2. Numerical methods

The developed particle method is based on the moving particle semi-implicit (MPS) method. The consistent discretization models in Ref. [1] is employed to enhance the accuracy. The advanced detection conditions for free surface particles based on error accumulation analysis in Ref. [2] is adopted to guarantee the stability at free surface. Based on the approach in Ref. [3], the surface tension is converted to a pressure boundary condition at free surface. To reduce the fluctuations due to the detected free-surface particles, a new particle shifting approach in the direction of surface normal is proposed in this study. The basic idea is to shift a free surface particle to the reconstructed free surface based on curve fitting. Meanwhile, the approach to specify an imaginary free-surface particle at the wall boundary is developed to consider the contact angle.

## 3. Simulations and discussion

First, the droplet-oscillation cases in 2D and 3D is simulated to verify the developed method. Second, the improvement of the surface normal particle shifting is demonstrated by the large deformation of squared droplet. The contact angle model is verified by the equilibrium droplet shapes on a flat wall in 2D and 3D. Finally, the capability of developed method for the topological changes of free surfaces is demonstrated by the droplet coalescence and droplet breakup from a faucet in 3D.

## 4. Conclusion

An advanced MPS method is developed to simulate the droplet flow by proposing a new approach of surface normal particle shifting to reduce surface fluctuations and a new contact-angle model for surface tension. Various droplet simulations verified the developed method and demonstrated the improvements of the surface normal particle shifting and the contact angle model. The developed method is capable to simulate the topological changes of free surfaces.

## 5. Acknowledgements

This research was partially supported by the MEXT Quantum Leap Flagship Program (MEXT Q-LEAP) under Grant No. JPMXS0118067246 and JSPS KAKENHI under Grant No. 19K15478.

### References

[1] Duan G, Matsunaga T, Yamaji A, et al. Imposing accurate wall boundary conditions in corrective-matrix based moving particle semi-implicit method for free surface flow. Int J Numer Meth Fluids. 2021; 93: 148-175

[2] Duan G, Matsunaga T, Koshizuka S, et al. New insights into error accumulation due to biased particle distribution in semi-implicit particle methods. Comput Methods Appl Mech Eng. 2021: Under Review.

[3] Matsunaga T, Koshizuka S, Hosaka T, et al. Moving surface mesh-incorporated particle method for numerical simulation of a liquid droplet. J Comput Phys. 2020;409: 109349.

General Meeting

# [3G_GM] The 30th General Meeting of Computational Science and Engineering Division

Fri. Sep 10, 2021 12:10 PM - 12:50 PM  Room G

## [3G_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Sep 10, 2021 12:10 PM - 12:50 PM  Room G)

# [3G_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

# [3G_PL] Utilization of virtual space in nuclear field

chair: Yoshio Suzuki (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room G

## [3G_PL01] Introduction of the virtual reactor workshop

*Genichiro Wakabayashi[1] (1. Kindai Univ.)

## [3G_PL02] Latest trends in severe accident analysis code SAMPSON

*Masao Chaki[1] (1. IAE)

## [3G_PL03] V&V for degital twin

*Seiichi Koshizuka[1] (1. UTokyo)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

計算科学技術部会セッション

# 原子力における仮想空間の活用
Utilization of the virtual space in a nuclear field

## （1）バーチャル原子炉実習の紹介

(1) Introduction of the Virtual Reactor Workshop

*若林　源一郎
近畿大学

### 1. はじめに

近畿大学原子炉（UTR-KINKI）は熱出力 1 ワットの教育訓練用原子炉であり、原子力を専門とする学生だけでなく、理科教員を対象とした研修会や、国内外の技術者等の研修にも広く活用されている。このうち学生実習については、参加学生の旅費を継続的に確保する仕組みがなく、希望する学生が確実に実習に参加できないため、学生を送り出す大学側も実習を単位化できないことが長年の課題となっていた。さらに近年、原子力規制の強化によって施設への立入人数が厳しく制限されるようになり、原子炉の教育利用の機会が制限されつつあった。そこでこれらの問題を克服するため、TV 会議システムを活用した原子炉遠隔実習システムの整備を計画した。令和元年度の文部科学省・国際原子力人材育成イニシアティブ事業に提案したところ幸いにも採択されたので、早速整備を開始したところ、同年度末から新型コロナウィルスの感染拡大が始まり、図らずもオンライン実習が大活躍することになった。

### 2. 原子炉遠隔実習システム

原子炉の制御コンソールから、制御棒位置や核計装の検出器出力等、実習に必要な運転パラメータ信号を取り出し、LabVIEW を用いて PC 上に表示するバーチャルコンソール（VC）を製作した（図 1）。この画面を TV 会議システムの画面共有機能を使って遠隔地の PC と共有する。当初の計画では、近畿大学での実習に参加した学生のフォローアップとして、遠隔地の教室に集まった学生に対して現地で教員が VC 画面を見せながら実習指導をすることを想定していたが、新型コロナウィルス感染拡大のため、実習全体をオンライン開催することになり、参加者は自宅から各自の PC で参加する形式となった。そのため VC 画面だけでなく、原子炉の各所に設置した複数のカメラからの実況映像も交え、原子炉制御室から実習指導を行った。これまでに学生実習、理科教員対象の研修会、オンライン原子炉見学会を行った。

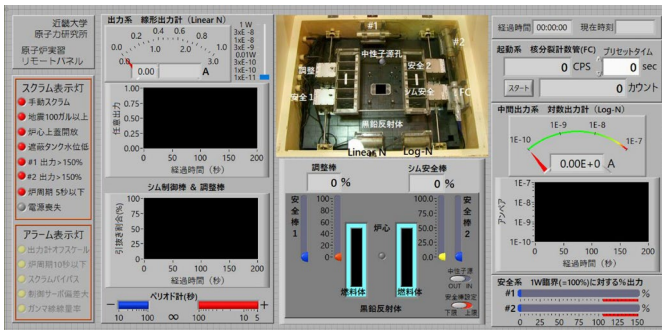


図 1　バーチャルコンソールの画面

### 3. おわりに

実物の原子炉施設における経験を遠隔実習で完全に代替することはできないが、従来からの課題を解決する手段としてはコロナウィルス終息後も活用できるのではないかと考えている。また、限られたマシンタイムの中で原子炉実習を効率的に提供したり、参加学生の教育効果を高めるために遠隔実習を活用できる可能性もある。今後もコロナ禍における代替実習だけでなく、その後を見据えて活用法を考えていきたい。

**謝辞**

VC の構築及びオンライン研修会の実施に当たっては、摂南大学名誉教授の山本淳治先生にご指導、ご尽力いただきました。ここに感謝申し上げます。

*Genichiro Wakabayashi
Kindai Univ.

2021年秋の大会

計算科学技術部会セッション

# 原子力における仮想空間の活用

Utilization of the virtual space in a nuclear field

## （2）過酷事故解析コード SAMPSON の最新動向

(2) Latest trends in severe accident analysis code, SAMPSON

*茶木 雅夫[1]，木野 千晶[1]，手塚 健一[1]

[1]エネ総研

### 1. はじめに

過酷事故時の原子力発電所内の詳細な状況の把握は事前、事後ともに一般に困難である。一方で、解析技術を活用し、過酷事故時の状況を出来るだけ詳細に仮想空間的に可視化することで事故防止や事故進展緩和、事故時のマネージメントに役立つ可能性がある。本報では過酷事故解析コード SAMPSON の最新動向を中心に今後の展望について紹介する。

### 2. 安全解析の概要と SAMPSON の位置づけ

原子力発電所の安全解析では燃料集合体の限界出力予測のための液膜、液滴といったミクロスケールの詳細解析がある一方で、RELAP や TRAC といった過渡事象や設計基準事故の解析用の空間スケールの大きいシステムコードもある。過酷事故時は燃料や圧力容器、さらに格納容器の破損等も想定する必要があり、MAAP, MELCOR といったコードが代表的である。SAMPSON は後者の過酷事故解析コードに属する。原子力技術の導入経緯から安全解析全般で米国由来のコードが多い中、SAMPSON は数少ない国産コードである。

### 2-1. SAMPSON の開発経緯と特長

1993 年から通商産業省（当時）の委託事業「IMPACT」として 10 年計画で開発された。その後も福島第一原子力発電所の事故進展、デブリ分布把握を目的とした国プロ等で高度化され、現在も開発を継続中である。SAMPSON は原子力施設内の過酷事故事象を、他の解析コードに比べ、可能な限り物理現象を正確に解析可能とすることを目指して開発されたコードである。また、空間分解能的にも詳細な解析が可能である。国産コードであるため、ソースコードへのアクセスが容易で、海外の過酷事故解析コードと比較して、コードの改良が容易という利点を有する。

### 2-2. SAMPSON の最近の解析事例

エネ総研は OECD/NEA プロジェクト ARC-F（福島第一原子力発電所の原子炉建屋および格納容器内情報の分析）に参画中である。SAMPSON は ARC-F の前身プロジェクトである BSAF プロジェクト[1]の結果を受けて物理モデル・解析安定性・速度・使いやすさを改良し続けており、現在は SAMPSON2.0 を用いて 1F 事故解析を実施している。その結果[2]の一例を図 1 に示す。

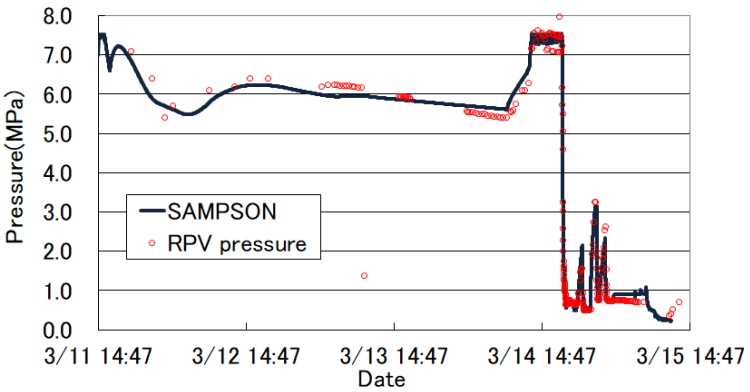
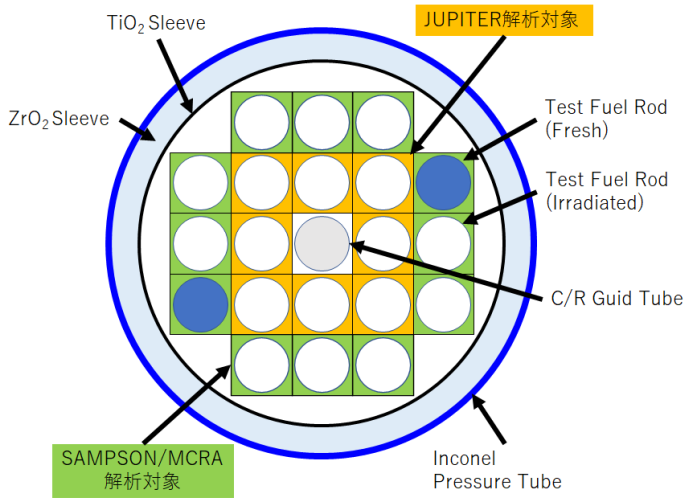



Fig.1 SAMPSON による 1F2 解析結果

また、JAEA で開発された燃料集合体内を詳細に解析可能なコード（JUPITER）[3]との連成解析技術を開発している。図 2 に SAMPSON/JUPITER 連成解析を Phebus 試験[4]解析に適用した例を示す。JUPITER による燃料集合体内の詳細な解析結果を反映しつつ、炉心を含む RPV/PCV/建屋全体を SAMPSON で解析することで、従来は困難であった炉心内の溶融進展を、4 次元空間(3 次元空間+時間)で可視化することも可能となる。



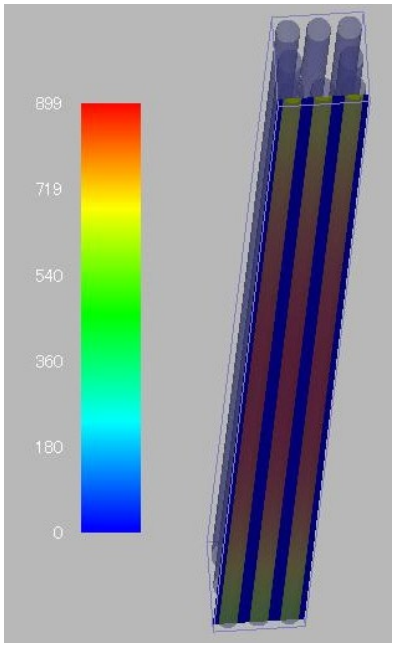




**Fig.2 (a) Phebus 試験体系と SAMPSON/JUPITER 解析対象**　**Fig.2 (b) JUPITER で評価された燃料棒温度**

### 3. SAMPSON の今後の開発方針

上述の通り、SAMPSON は過酷事故解析コードとしての詳細解析・メッシュの細分化や CFD も含めた連成解析等により更に長所を伸ばすことが可能である。一方で、SAMPSON は多額の公的資金を使って開発してきた経緯があり、広く、多くの方に公益目的で利用される形で普及を進める必要があり、内部で使用されている計算手法・相関式も幅広く、合理的な開発が重要である。そこで、2021 年 3 月より国内有識者で構成される委員により客観的で透明性のあるレビューを受けつつ最先端知見を積極的に導入するため、SAMPSON 開発運用普及委員会を立ち上げた。

SAMPSON のようなシステムコードの開発には様々な機関との連携も重要である。上記委員会等を通じてエネ総研は引き続き SAMPSON の開発を積極的に継続していく予定である。

[1] OECD/NEA, Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Phase1 Summary Report, NEA/CSNI/R (2015)18, (2016).
[2] 手塚 健一, その他 2 名,日本原子力学会 2021 年春の年会, 1A04, (2021).
[3] S. Yamashita, et al., “A numerical simulation method for molten material behavior in nuclear reactors”, *Nucl. Eng. and Design*, vol. 322, pp. 301-312, (2017).
[4] Jacquemain D., Burdon S., Bramaeker A., et al., FPT1 Final Report (Final Version), IRSN/DRS/SEA/PEPF report SEA1/100, IP/00/479, (2000).

*Masao Chaki[1], Chiaki Kino[1] and Kenichi Tezuka[1]
[1]The Institute of Applied Energy

2021年秋の大会

計算科学技術部会セッション

# 原子力における仮想空間の活用
Utilization of the virtual space in a nuclear field

## （3）デジタルツインにおける V&V

(3) V&V for Digital Twins

*越塚 誠一
東京大学

### 1. Society5.0 におけるデジタルツインの位置づけ

Society5.0 とは、日本政府の第５期科学技術基本計画において提唱された我が国が目指すべき未来社会の姿であり、サイバー空間（仮想空間）とフィジカル空間（現実空間）を高度に融合させたシステムにより、経済発展と社会的課題の解決を両立させる人間中心の社会である[1]。

Society5.0 では現実であるフィジカル空間のデータに基づいてコンピュータの中のサイバー空間にモデルを構築し、サイバー空間でのシミュレーションを通じてフィジカル空間に新たな価値をもたらす。こうしたシステムをサイバー・フィジカル・システム(CPS)あるいはデジタルツインと呼ぶ。ドイツ政府の提唱するインダストリー4.0 においても、ものづくりを主な対象としてサイバー・フィジカル・システム(CPS)あるいはデジタルツインの導入が展望されている[2]。

科学技術振興機構の報告書[3]に記載されているものづくりにおけるデジタルツインに、V&V を描き加えたものを図１に示す。様々な工学分野における現実の製品は、研究開発、設計、製造、保守という過程を経て利用される。こうしたそれぞれの過程に対応してサイバー空間にモデルを構築する。フィジカル空間にそっくりのモデルをサイバー空間に作り上げるため、デジタルツイン（デジタルの双子）と呼ばれる。デジタルツインが構築されると、サイバー空間におけるシミュレーションによって、フィジカル空間の製品の挙動を予測することができるようになる。特に、工学製品を製造した後の保守の過程においてもサイバー空間にモデルを構築することが想定されており、保守に関する様々なデータを、センサーを用いて計測してサイバー空間に取り込むことにより、高度な保守を実現することが目指されている。工学製品は顧客によって様々な使い方があり得るので、Society5.0 における人間中心の考え方に対応するためには、保守に対してもデジタルツインを構築するというところが重要である。

原子力発電所においては、これまで設計において様々な事故解析が行われ、安全な原子力発電所が建設されてきた。デジタルツインの考え方を導入すれば、従来の設計の過程における事故解析だけでなく、運転開始後においてもプラントのシミュレーションが行われるとともに、プラントの現状に関する計測データがそこに活用されることが考えられる。そして、トラブルが発生した場合に、計測データからトラブルの原因を予測したり、考えられる対応策の実施前にシミュレーションを行ってその影響を事前に検討したり、さらには対応策そのものが提案されるようにまでなれば理想的なデジタルツインが構築できたと言えるであろう。

### 2. デジタルツインにおける V&V の役割

デジタルツインが有効に機能するためには、サイバー空間に構築されたモデルがフィジカル空間の現実を適切に表現できていなければならない。すなわち、サイバー空間でのシミュレーション結果の信頼性が確保されていなければならない。V&V（Verification and Validation, 検証と妥当性確認）は、シミュレーションの信頼性を高めるための方法論である[4]。Verification（検証）はシミュレーション結果がモデルの正しい結果となっているかを定量的に確認することであり、Validation（妥当性確認）はモデルが現実を正しく表しているかを定量的に確認することである。特に Validation は現実の挙動とシミュレーションの結果を突き合わせる作業であり、これを地道に繰り返すことでモデルの信頼性を高めることができると考える。

*Seiichi Koshizuka
The Univ. of Tokyo

工学シミュレーションに対する V&V の標準的な手順は、技術規格として日本原子力学会[5]、米国機械学会[6]等において作成されている。こうした規格では、構造計算、熱流動計算、核計算などシミュレーションに関わる広い分野に共通して適用することができる基本的な考え方が示されている。

米国機械学会からは 2018 年に医療分野の V&V の規格が発刊された[7]。そこでは意思決定と V&V の関係が記載されている。モデルの影響と意思決定の重要性をそれぞれ 3 段階で評価してマトリックスを作成し、モデルのリスクを導出する。同様な手順は NASA の規格[8]にも記載されいる（ただし 5 段階評価）。たとえば、モデルの影響が大きく、かつ意思決定の重要性が大きい場合は、リスクが最大になる。この導出されたリスクから、V&V をどこまで慎重に行うべきかが決定される。リスクが最大の場合には、不確かさの統計量の定量化まで行わなければならないとされている。反対の視点からは次のように言うこともできる。V&V によって得られるのはシミュレーション結果の持つ不確かさである。不確かさとはリスクであるから、品質マネジメントの観点からは、意思決定にはシミュレーション結果だけでなく V&V によって得られる不確かさも考慮しなければならない。このように、最近の V&V の規格では意思決定と V&V の関係が記述される傾向が見られる。原子力分野におけるグレーデッドアプローチの考え方と対応していると考えられる。

**参考文献**

[1] https://www8.cao.go.jp/cstp/society5_0/
[2] 岩本晃一, "インダストリー4.0 ドイツ第 4 次産業革命が与えるインパクト", B&T ブックス (2015).
[3] 科学技術振興機構, "戦略プロポーザル 革新的デジタルツイン ～ものづくりの未来を担う複合現象モデリングとその先進設計・製造基盤技術確立～", CRDS-FY2017-SP-01 (2017).
[4] 白鳥正樹, 越塚誠一, 吉田有一郎, 中村均, 堀田亮年, 高野直樹, "工学シミュレーションの品質保証と V&V", 丸善出版 (2013).
[5] 日本原子力学会, "シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン" AESJ-SC-A008:2015 (2015).
[6] American Society of Mechanical Engineers, "Guide for Verification and Validation in Computational Solid Mechanics," ASME V&V 10-2006 (2006).
[7] American Society of Mechanical Engineers, "Assessing Credibility of Computational Modeling Through Verification and Validation: Application to Medical Devices," ASME V&V 40-2018 (2018).
[8] National Aeronautics and Space Administration, "Standard for Models and Simulations," NASA-STD-8009A (2016).

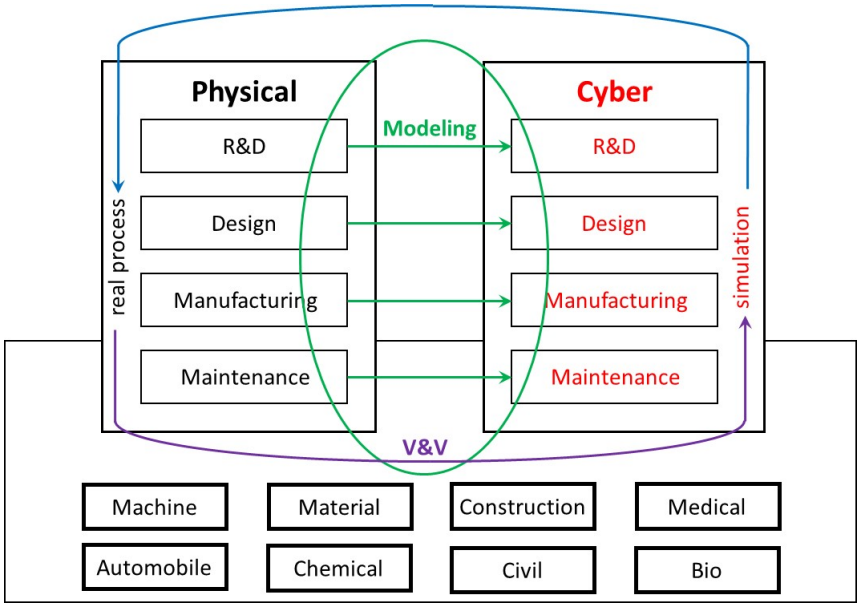



図１　ものづくりのためのデジタルツインにおけるモデリングと V&V の関係

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

# [3G08-10] Microscopic Calculations

chair: Mitsuhiro Itakura (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 2:45 PM - 3:40 PM Room G

## [3G08] analyze of recombination reaction by first-principle caliculation

*Akira Yamada[1], Hideji Tsujii[1], Motoshige Yagyu[1], Hirofumi Okabe[1] (1. TOSHIBA ESS)

2:45 PM - 3:00 PM

## [3G09] Qbit realization using nonlinear quantum wave control

*Yoritaka Iwata[1], Yasuhiro Takei[2] (1. Kansai University, 2. Mizuho Research &Technologies)

3:00 PM - 3:15 PM

## [3G10] Study of fission dynamics using 4-dimensional Cassini parameterization in actinide region

*Kazuki Okada[1], Takahiro Wada[1] (1. Kansai Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 第一原理計算による水素酸素再結合反応の解析

analyze of recombination reaction by first-principle calculation

*山田 昂[1], 辻井 秀二[1], 柳生 基茂[1], 岡部 寛史[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ(株)

過酷事故時の水素対策や OG 系の水素酸素再結合で用いる触媒の開発に第一原理計算の適用を検討している。計算により触媒活性の評価に資する精度で素反応の反応障壁を予測できることを確認した。また素反応全てで反応障壁を計算することで、反応障壁が最も高い素反応が文献と一致することを確認した。

**キーワード：**触媒, 再結合反応, 第一原理計算, 反応解析

## 1. 緒言

再結合触媒は OG 系の他、過酷事故時の水素対策に適用されている。触媒活性の向上や、活性向上による貴金属量の低減を検討している。開発の効率化のため第一原理計算による触媒活性評価を行った。触媒活性の評価が妥当であることを確認するため、素反応全ての反応障壁を算出し、実験値と比較して妥当性を評価した。

## 2. 計算

本検討では触媒反応解析が可能な計算プログラム PHASE/0ver.2018[1]を利用し、触媒として正四面体状の白金 4 原子($Pt_4$)を用いた。始状態の構造を図 1 に示す。$H_2$ は白金上で解離吸着することが知られているため、H 原子として吸着させ、$O_2$ は垂直／水平吸着した 2 通りの構造を始状態とした。始状態から素反応の終状態を予想し構造最適化計算により最安定構造を計算後、NEB 法[2]により素反応全てで反応中間体のエネルギー推移を算出することで反応障壁を評価し、反応障壁が最も高い素反応と遷移状態を確認した。

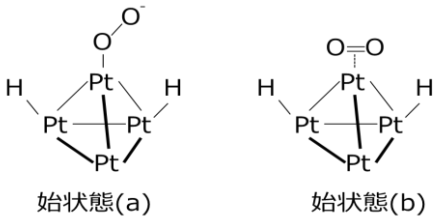



図 1 計算で扱う 2 つの始状態(a), (b)

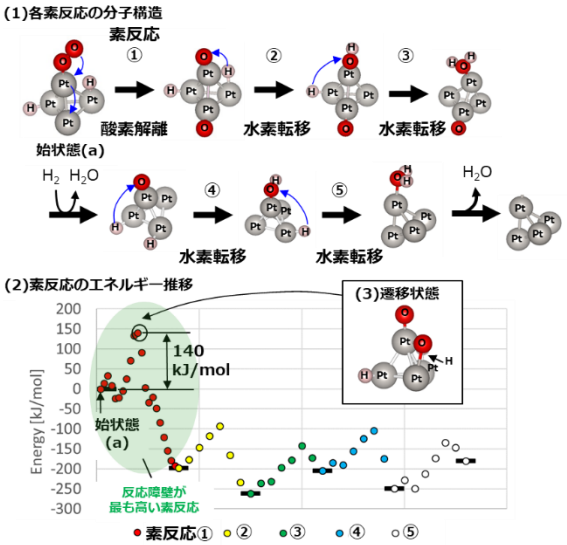



図 2 始状態(a)の反応解析結果:(1)素反応の分子構造(2), エネルギー推移, (3)遷移状態

## 3. 結果と考察

図 2 に始状態(a)から予想される一連の素反応の計算結果を示す。最も反応障壁の高い素反応は $O_2$ 解離反応(素反応①)で 140kJ/mol であった。計算値は Pt 担持アルミナ触媒の実験値(約 44 kJ/mol)の約 3 倍である。計算は真空／絶対零度が前提のため、実験値に対し 0.1～10 倍の範囲であれば妥当と考えられる。従って計算精度は十分で触媒活性の予測が可能と見込まれる。また素反応①は反応中間体の数を 6 個から 20 個に細分化することで詳細な遷移状態が確認でき、Pt2 原子に解離した O 原子が跨ぐ構造になると予想された。

## 4. 結論

第一原理計算により $Pt_4$ 上の水素酸素再結合反応解析を実施できることを確認した。今後は実際の反応系に近い評価に向け、計算で扱う触媒の規模の拡張、他の反応系での成立性の検討などに取り組む。

## 参考文献

[1] https://azuma.nims.go.jp/cms. [2] G. Henkelman and H. Jonsson, J. Chem. Phys. 113, 9978 (2000).

*Akira Yamada[1], Hideji Tsuji[1], Motoshige Yagyu and Hirofumi Okabe[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

# 非線形量子波制御による量子コンピューティング

Qbit realization using nonlinear quantum wave control

*岩田 順敬[1]，武井康浩[2]
[1]関西大学，[2]みずほリサーチ&テクノロジーズ

量子ビット（Qbit または Qubit）は量子コンピュータを実現するための基本要素である。例えば量子ビットを表現し、計算を実現するために用いられている。本発表では、とくに非線形制御によって、確率密度分布の形状を量子ビットにとることができる可能性について議論する。0 状態と 1 状態そして無数に存在する中間状態がどのような形で表現できるかについて述べる。

**キーワード：量子ビット、非線形波動方程式（非線形クラインゴルドン方程式）、ブリーザー解**

## 1. 緒言

次世代の計算科学を支える基本技術として、量子コンピュータに注目が集まっている。これまでのエレクトロニクスにおいては、電流オフ＝0状態、電流オン＝1状態というように2状態表現（ビット表現）に基づいた計算理論が用いられてきた。現在積極的に研究・開発が進められている量子コンピュータにおいては、0 状態と 1 状態の中間にあたる状態を量子力学的な波動関数として作りそれを量子ビットとする。実現された量子ビットを重ね合わせた上で、量子ビット間の演算ルール（参照：量子ゲート）を与えることができれば並列計算処理が可能となる。

## 2. 量子ビットの重ね合わせ

本発表では非線形制御によって、量子ビットを実現する方法を提示する。これによって、例えばスピンによって量子ビットがすでに実現されている場合について、それと両立し得る形で量子力学的な確率密度分布にも量子ビットとしての属性を与えることができる。とくに非線形制御によって形成される量子ビットの基本構成単位として非線形クラインゴルドン方程式（非線形波動方程式）のブリーザー解を用いる[1,2]。

## 3. 結論

非線形制御によって作ることができる量子ビットとはどのようなもので、どのように実現できるのかということ、そして量子ビット間の演算を与えるための制御としてどのような制御を行えばよいかということを中心にこれまでに得られている結果を紹介する。。

## 参考文献

[1] Y. Iwata, Y. Takei, ACM digital library, 2020.

[2] Y. Takei, Y. Iwata, in preparation

---

*Yoritaka Iwata[1] and Yasuhiro Takei[2]

[1]Kansai University, [2]Mizuho Research & Technologies

# 4 次元 Cassini パラメータを用いたアクチノイド領域における核分裂動力学の研究

Study of fission dynamics using 4-dimensional Cassini parameterization in actinide region

*岡田　和記，和田　隆宏

関西大

Cassini パラメータは様々な変形核の形状を再現できることから、Langevin 方程式を用いた核分裂動力学への適用が期待されている。本研究ではアクチノイド領域における質量分布や運動エネルギー分布について、4 次元 Cassini パラメータを用いた Langevin 計算結果を報告する。

**キーワード：**核分裂動力学, Langevin 方程式, 核データ, Cassini パラメータ

## 1. 緒言

多次元 Langevin 方程式による核分裂動力学の研究は分裂機構の解明や核データ精度の向上に重要な役割を担っている。Cassini パラメータはフレキシブルなモデルであり様々な原子核形状を再現できることから[1]、多様な変形モードを有すると考えられる超重核分裂を扱うのに適しており、分裂過程を記述できる Langevin 計算への適用が望まれる。

## 2. 研究手法

Cassini パラメータを用いた核分裂描像では分裂片の形状を再現するのに有効である $\alpha$, $\alpha_1$, $\alpha_4$ を変形パラメータとして採用するのが基本であり[2]、それぞれ原子核全体の伸び、質量非対称性、分裂片の四重極変形に対応する。本研究ではアクチノイド核分裂計算の定量性の向上や超重核分裂への適用を目指し、更なる変形自由度を導入した Langevin 計算を行う。追加する変形自由度として $\alpha_3$ と $\alpha_6$ を提案しており、それぞれ形状非対称性と super-long 対称分裂形状を表現するのに適している。

2021 年春の学会では、我々は 14MeV 中性子による $^{236}$U の誘導核分裂に着目し、($\alpha$, $\alpha_1$, $\alpha_4$)の 3 次元 Cassini パラメータと($\alpha$, $\alpha_1$, $\alpha_3$, $\alpha_4$)および($\alpha$, $\alpha_1$, $\alpha_4$, $\alpha_6$)の 4 次元 Cassini パラメータを用いて、Langevin 計算から得られるそれぞれの分裂片の質量分布を比較した。本発表では研究対象を様々なアクチノイド核に拡張することで、分裂片の質量分布や運動エネルギー分布といった Langevin 計算結果が Cassini パラメータの選び方によって受ける影響について議論を深める。

## 3. 結論

$\alpha_3$ と $\alpha_6$ の分裂片形状に対する寄与は重要であり、Cassini パラメータを用いた Langevin 方程式による核分裂研究では、既存の $\alpha$, $\alpha_1$, $\alpha_4$ を含めた 5 つの変形パラメータで議論する必要がある。今後 5 次元 Cassini パラメータを用いた Langevin 計算に取り組むことで、本研究手法をより向上させ超重核分裂への適応を目指す。

## 参考文献

[1] V. V. Pashkevich, Nucl. Phys. A **169**, 275 (1971).

[2] N. Carjan *et al*., Nucl. Phys. A **942**, 97 (2015).

---

*Kazuki Okada, Takahiro Wada

Kansai Univ.

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

# [3G11-14] Calculations by Molecular Dynamics

chair: Yoritaka Iwata (Kansai Univ.)

Fri. Sep 10, 2021 3:40 PM - 4:50 PM Room G

## [3G11] molecular dynamics studies to evaluate the change in the non-linear ultrasonic component caused by nano-structures (3)

*Syou Mori[1], Nayuta Matsuda[1], Taira Okita[1], Mitsuhiro Itakura[2] (1. UTokyo, 2. JAEA)

3:40 PM - 3:55 PM

## [3G12] Behaviors of Vacancy Clusters in Zr by Machine Learning Molecular Dynamics

*Kiyoto Tsugawa[1], Satoshi Terayama, Taira Okita[1], Masahiko Okumura[2], Mitsuhiro Itakura[2] (1. University of Tokyo, 2. JAEA)

3:55 PM - 4:10 PM

## [3G13] Machine learning molecular dynamics for multi-component system

*Keita Kobayashi[1], Nakamura Hiroki[1], akiko yamaguchi[1,2], mitsuhiro itakura[1], masahiko machida[1], masahiko okumura[1] (1. JAEA, 2. UTokyo)

4:10 PM - 4:25 PM

## [3G14] Modeling of capillary transport of liquid component in porous media in severe accident

*Mitsuhiro Itakura[1], Hiroki Nakamura[1], Masahiko Okumura[1] (1. JAEA)

4:25 PM - 4:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 分子動力学法を用いた非線形超音波成分のナノ構造依存性に関する定量化 (3)

molecular dynamics studies to evaluate the change in the non-linear ultrasonic component caused by nano-structures (3)

*森 承宇[1], 松田 那由多[1], 沖田 泰良[1], 板倉 充洋[2]

[1]東京大学, [2]日本原子力研究開発機構(JAEA)

ナノスケールの材質変化を検出する非破壊検査技術開発のために、分子動力学法を用いて完全結晶 Fe 中に原子空孔や銅原子を導入した際の非線形超音波成分の変化を定量化した。

**Keywords**：non-destructive inspection, lattice defect. acoustic nonlinearity parameter, non-reflective boundary

## 1. 緒言

非線形超音波応答（NLU）により、結晶性材料の材質劣化を検出する技術が様々な工学分野で用いられてきた。近年では、軽水炉圧力容器鋼の照射脆化を検出する技術への展開も図られているが[1]、科学的根拠に基づいた検査技術構築のためには、非線形成分変化と微細組織変化の対応を原子挙動に基づいて解析することが求められる。特に分子動力学（MD）はその強力な手法である[2]が、計算の都合上導入可能な波長が実験で用いる波長より 4 桁以上短い。本研究では無反射境界を用いて計算速度を 4000 倍にまで高速化し、検査で使用される波長と同オーダーの波長でナノ構造に起因する NLU 信号の変化を定量化することを目的とする。

## 2. 計算方法

本研究の MD 計算は LAMMPS[3]を用い、Fe 原子間ポテンシャルは[4]によって与えた。x[100] 88.9nm, y[010] , z[001] 57.08nm で y, z 方向周期境界、x 方向自由境界、0K で常圧の完全結晶を設定した。これに対して、x=0nm 原子面上の原子二層を正弦波で強制振動させることで弾性波を導入した。同位相、逆位相の超音波導入時の、x=28.5nm 原子面の重心変位時系列データを取得した後、それらの平均値をフーリエ変換 (FFT) 等の周波数解析を行うことにより，第二高調波の振幅 $A_2$ を定量化し、以下の式に代入することで非線形パラメータ$\beta$を得た。

$$\beta = \frac{A_2}{8{A_1}^2 k^2 x}$$

$k$: 波数ベクトル、$x$：波の伝搬距離

従来手法では系の x 方向の長さを反射が起こらない程度にまで伸ばし、得られる時系列データから$\beta$を求めた（図 1a）。

無反射境界は x=57.1nm からのバッファ領域内のすべての原子の変位と速度を定期的にリセットし、検出位置での反射波の影響を排除することで実現した。提案手法ではこれを用いて計算を高速化し、導入波長を 0.11mm（周波数 50MHz）まで伸ばした。

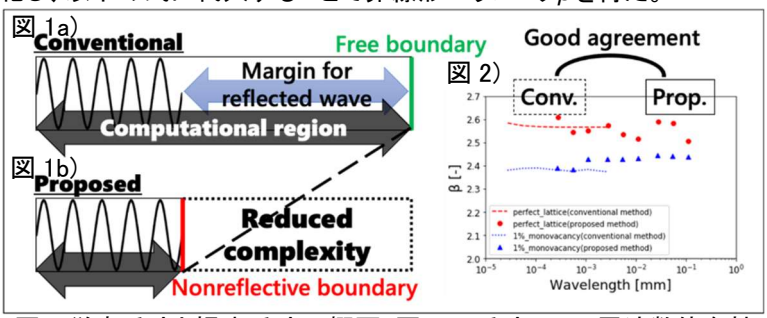



図 1 従来手法と提案手法の概要 図 2 二手法の$\beta$の周波数依存性

## 3. 結果と考察

従来の MD 法及び提案手法を用いて、完全結晶 Fe 及び 1%の単空孔を加えた系における$\beta$を求めた。その周波数依存性を図 2 に示す。提案方法によって得た$\beta$の値は、二つの結晶の双方において従来の MD 法で得られた値とよく一致した。さらに、二つの結晶の$\beta$に有意な周波数依存性は見られないことを明らかにした。提案手法はナノスケールで生じる微細組織変化を検出するシミュレーションを可能とし、実験に対応するデータを提供しうる。

## 参考文献

[1] K. H. Matlack et al., J. Appl. Phys., 111, 054911 (2012)
[2] W. Setayawan et al, J. Appl. Phys., 124, 035104 (2018)
[3] S. Plimpton, J. Comp. Phys.117, 1. (1995).
[4] G. Bonny et al., Philosophical Magazine, 89(34-36) (2009)

*Syou Mori[1], Nayuta Matsuda[1], Taira Okita[1], and Itakura Mitsuhiro[2]

[1]Univ. of Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

# 機械学習分子動力学法による Zr 中の空孔集合体挙動解明に関する研究

Behaviors of Vacancy Clusters in Zr by Machine Learning Molecular Dynamics

*津川 聖人[1]，寺山 怜志，沖田 泰良[1]，奥村 雅彦[2]，板倉 充洋[2]

[1]東京大学, [2]JAEA

軽水炉燃料被覆管として使用される Zr を対象として、第一原理計算結果を教師信号とする機械学習分子動力学法により、原子空孔集合体の挙動を解明した。

**キーワード**：ニューラルネットワーク，空孔集合体，第一原理計算

## 1. 緒言

BWR で使用される Zry-2 では、燃焼度が一定値（~40GWd/t）を超すと、c-type 転位ループが観察されることが知られている[1]。c-type 転位ループは、中性子照射下で形成した原子空孔が異方拡散し、六方晶底面上に集合体を形成し、これが潰れてできたものと考えられている[2]。c-type 転位ループが観察される燃焼度とほぼ同時に Zry-2 の水素吸収量が急激に増加し[3]、水素脆化が誘起されることが確認されている[4]。これらを踏まえると、c-type 転位ループの形成過程を解明することは、水素脆化を抑制した材料設計のためにも重要な研究課題と位置付けられる。本研究では、機械学習ポテンシャル（MLP）を用いた分子動力学（MD）法により、c-type 転位ループ形成過程を原子レベルの挙動から解明することを目的とする。

## 2. 計算方法

本研究では、VASP[5]を用いて第一原理計算を行い、小さな系における原子分布とエネルギーの対応関係を表すデータセットを作成した。これらを教示信号として入力し、BP 法[6]が実装されている N2P2 を用いて[7]、ANN によってトレーニングを行うことで、原子分布とエネルギーの対応関係を大きな系において拡張した。これらによって作成した MLP を用いて、LAMMPS[8]で MD 計算を実行した。

## 3. 結果

図 1 には一辺あたりの空孔数が 10 個の六角形集合体を底面に配置した場合の構造緩和による形態変化を示す。空孔集合体は、空孔形成エネルギーと集合体に含まれる原子数の積で近似されるエネルギー分高くなっているので（図(a)）、このエネルギーを減少させるため原子間距離が短くなるように、集合体直上と直下の原子が移動を開始する（図(b)）。このまま集合体が潰れると不安定構造となってしまうため、局所安定の方向へのスライドを開始し積層欠陥位置で準安定構造となる（図(c)）。この一連の動きによって、c-type 転位ループの形成が確認された（図(d)）。これらの過程を解明するためには、空孔形成エネルギー、表面エネルギー、底面における転位の挙動、積層欠陥エネルギーを精緻に取り入れたポテンシャルが不可欠であり、本研究で構築した MLP によって初めて可能となった。

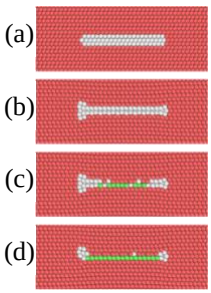



図 1 c-type 転位ループ形成過程

### 参考文献

[1] A.V. Barashev et al., J. Nucl. Mater., 461 (2015) 85. [2] S.M. Lie et al., Nat. Commun., 11 (2020) 5766.

[3] F. Garzarolli et al., J. ASTM Int. 7 (2010) 1. [4] 宮下俊靖ら，日本原子力学会和文論文誌 7 (2008) 380.

[5] G. Kresse et al., Phys. Rev. B. 54 (1996) 11169. [6] J. Behler et al., Phys. Rev. Lett. 98 (2007) 1-4.

[7] A. Singraber et al., J. Chem. Theory Comput. 15 (2019) 1827. [8] S. Plimpton, Phys.117 (1995) 1.

---

*Kiyoto Tsugawa[1], Satoshi Terayama, Taira Okita[1], Masahiko Okumura[2] and Mituhiro Itakura [2]

[1] the University of Tokyo, [2]JAEA-CCSE

# 多成分系における機械学習分子動力学法

Machine learning molecular dynamics for multi-component system

*小林 恵太[1], 中村 博樹[1], 山口 瑛子[1,2], 板倉 充洋[1], 町田 昌彦[1], 奥村 雅彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構, [2]東京大学

機械学習分子動力学法は高精度手法であるが、多成分系へ適用した場合に記述子次元の増大し、計算負荷が増大する。そのため、セメントや粘土などの複雑な多元素系への適用には大きな問題となる。本発表では多成分系において機械学習分子動力学を効率よく実行するための適切な記述子の組み合わせに関して調査した。

**キーワード：**機械学習、分子動力学法、セメント

## 1. 緒言

機械学習分子動力学法とは、第一原理計算から得られたデータをもとに、機械学習により生成した力場を用いた分子動力学法である。この手法は従来の古典力場を用いた方法に比べ高精度であるが、対象とする系の元素数が多い場合に、記述子次元が増大し計算負荷が増大する問題が存在する。そのため 4 成分以上の系を扱う事が困難となる。発表では記述子を適切に設定することにより、計算負荷の軽減を試みた。具体的な物質としてはセメント物質などを対象とした。

## 2. 手法

セメント水和物のモデル物質としてトバモライトを対象とした。9Å, 11Å, 14Å トバモライト、水、界面構造に対し、第一原理分子動力学計算を実行し、第一原理データセットを生成し、機械学習力場の構築に使用した。機械学習手法としては Behler-Parrinello のニューラルネットワークを使用した。ニューラルネットワークの記述子としては対称関数(SF)、重み付き対称関数(wSF)を用いる。ここで、wSF は多成分を扱うために開発された記述子であるが、通常の SF に比べ表現力が低くなるという問題がある。本発表では SF と wSF を適切に組み合わせることにより機械学習力場の構築を行った。

## 3. 結論

機械学習力場の性能評価を行った結果、wSF のみでは分子動力学の実行過程において構造崩壊を引き起こすため不十分であった。一方、wSF と SF と組み合わせることにより、少ない記述子次元でも安定した計算が可能であることが解った(表 1)。

表 1:記述子の組み合わせと安定性の調査結果

| 記述子 | 総記述子次元 | 水+イオン | 界面構造 1 | 界面構造 2 |
|---|---|---|---|---|
| SF | 848 | ○ | ○ | ○ |
| wSF | 224 | 構造崩壊 | 構造崩壊 | 構造崩壊 |
| wSF+SF | 266 | ○ | ○ | ○ |

*Keita Kobayashi[1], Hiroki Nakamura[1], Akiko Yamaguchi[1,2], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1] , Masahiko Okumura[1]

[1]JAEA, [2]Tokyo-Uni

# 過酷事故における溶融物の多孔質浸透のモデル化

Modeling of capillary transport of liquid component in porous media in severe accident

*板倉　充洋[1]，中村 博樹[1]，奥村 雅彦[1]
[1]JAEA

過酷事故の際に共晶溶融が発生する制御棒 B4C 粉末と被覆 SUS や、ジルカロイ被覆管と UO2 燃料においては固体側が多孔質物体となっているため、毛細管現象による浸透を考慮する必要がある。メゾモデルによる解析と、土壌物理で使われているマクロモデルの応用について発表する。

**キーワード**：過酷事故，マルチスケールモデル

## 1. 緒言

過酷事故の際には原子炉内の様々な物質が反応、溶融し移行する。特に燃料 UO2 と燃料被覆管ジルカロイ、減速材 B4C と被覆管 SUS 鋼の界面においては共晶溶融により融点が低下し溶融の起点となると考えられる。この時、UO2 はセラミクス材料を焼結して作成され、B4C は粉末をそのまま充填し用いるため、それぞれ充填率 90%, 70%程度の固体で空隙を含むものとなっている。共晶溶融で生じた液体はこの空隙に浸透していく可能性がある。ミクロ・メゾスケールの計算でこの現象の解析を行った結果を発表する。またマクロスケールにおける多孔質への液体浸透は、降雨時の地下水の水位変動等、土木分野で重要な現象でありモデル化や実験研究が多くある。そうしたモデルの SA 解析への取り込みの検討についても報告する予定である。

## 2.解析

### 2-1. ミクロ解析

毛細管現象の駆動力となるのは固液気界面のぬれ性である。液体が固体表面を覆うとき、固気界面でのエネルギーが固液界面でのエネルギーに変化し、固液界面のほうがエネルギーが低い場合には液体が固体表面に広がる駆動力が働く。ぬれ性は固液気界面の三重点の角度（臨界接触角）によって評価され、固液、気液、固気の３種の界面エネルギーをミクロな計算により求めることで角度を求めることができる。B4C 固体と溶融した鉄 89%ホウ素 11%混合物および真空の臨界接触角は第一原理計算により 70 度程度と推定された。

### 2-2. メゾ解析

臨界接触角を取り入れた多孔質浸透現象は流体計算コード OpenFoam を用いて行った。二次元で円を周期的に配置し充填率が７０％程度になるよう間隔を調整し、溶融鉄の密度、粘性、表面張力を用いて計算を行った。また臨界接触角は 5 度、20 度、70 度などいくつかの典型的な値を用いて解析を行った。その結果、毛細管圧と粘性抵抗の影響を考慮して得られる解析解である、浸透長さが時間の平方根に比例する振る舞いが見られた。マクロ解析においては、粒径、接触角、粘性、界面エネルギーによって決まる毛細管圧と粘性抵抗をメゾ計算で評価し、これを取り入れた浸透計算を行うことになる。

## 3. 結論

メゾ解析で、接触角が６０度以上のぬれ性が弱い時には浸透が起こらないという結果を得た。実際の状況においては、水蒸気の供給状況により B4C 表面が酸化し融点が低い液体 B2O3 で覆われている可能性があり、その場合は高いぬれ性があり浸透する状況となる。今後は既往実験結果について水蒸気条件に注意し比較検討していく。

---

**Mitsuhiro Itakura[1], Hiroki Nakamura[1], Masahiko Okumura[1]
[1]JAEA

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-3 Neutron Source, Neutron Technology

# [3H01-03] Small Neutron Source

chair: Koichi Kino (AIST)

Fri. Sep 10, 2021 9:45 AM - 10:45 AM Room H

## [3H01] Evaluation of neutron production by the p-Li reaction for BNCT using ACE-J40HE

*Yuki Tanagami[1], Takeo Nishitani[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atushi Yamazaki[1], Akira Uritani[1] (1. Nagoya Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM

## [3H02] Isotope Generation at a Laser-driven Neutron Source and Neutron Fluence Estimated by Activation Method

*Takato Mori[1], Akifumi Yogo[1], Takehito Hayakawa[2,1], Yasunobu Arikawa[1], Yuki Abe[1,3], S.R. Mirfayzi[4], Hiroaki Nishimura[5], Mitsuo Nakai[5,1], Shinsuke Fujioka[1], Ryosuke Kodama[1] (1. Institute of Laser Engineering, Osaka Univ., 2. QST, 3. Osaka Univ., 4. Blackett Laboratory, Imperial College London, 5. FUT)

10:00 AM - 10:15 AM

## [3H03] A conceptual design of neutron source using proton cyclotron accelerator at KURNS

*Masahiro Hino[1], Riichiro Nakamura[1], Hiroki Tanaka[1], Yasutoshi Kuriyama[1], Yoshihisa Iwashita[1] (1. Kyoto Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# ACE-J40HE を用いた BNCT 用 p-Li 反応による中性子生成量の評価

Evaluation of Neutron Production by the p-Li Reaction for BNCT using ACE-J40HE

*棚上　裕生[1]、西谷　健夫[1]、吉橋　幸子[1]、山崎　淳[1]、瓜谷　章[1]

[1]名古屋大学

JAEA 炉物理標準コード研究グループにより JENDL-4.0-/HE ライブラリーの ACE ファイル(ACE-J40HE)[1]が公開された。我々は Li ターゲットを用いた BNCT 用中性子源を開発しており、モンテカルロシミュレーションとの比較を行っている。今回 ACE-J40HE を用いて p-Li 反応による中性子スペクトル、中性子生成量の評価を行った。

**キーワード：**BNCT（ホウ素中性子補足療法）、Li ターゲット、中性子生成量、JENDL-4.0/HE

## 1. 緒言

BNCT（ホウ素中性子補足療法）は放射線治療の一つであり、名古屋大学では Li ターゲットを用いた小型加速器 BNCT システムの開発を行っている。しかし、金属 Li は低融点で、化学的反応性が高く、さらに放射性の $^{7}$Be が生成されるなどの問題があり、それらを解決するためリチウム封入型ターゲットが検討されている。また、ガントリー搭載を目指した小型 BSA（ビーム整形装置）を設計しており、そのためにはターゲット構造を考慮したリチウムからの中性子発生量の評価が重要である。

本研究では $^{7}$Li(p,n)$^{7}$Be 反応のモンテカルロシミュレーションを ACE-J40HE の反応断面積データを用いて行い、これまで用いていた LIYIELD 計算コード[2]の結果との比較を行った。また BSA（ビーム整形装置）から出射される中性子の強度や線質は、 Li ターゲットで生成される高速中性子の特性が影響することから Ti 箔を付加した際の中性子生成や BSA から出射される中性子スペクトルへの影響を評価する。

## 2. 計算・結果

厚さ 500 μm の $^{7}$Li ターゲットに陽子ビームを照射し、ターゲットを覆うように設置した球状のタリーで中性子収率を phits を用いて計算した。入射陽子エネルギーを変化させたときの結果を図 1 に示す。IAEA の中性子収率計算プログラムである DROSG-2000 や LIYIELD と比較してよく一致している結果となった。また図 2 は厚さ 5 μm の Ti 箔付き Li の中性子収率を示した。2.8 MeV で入射した陽子は, Ti 中で減速され 2.6 MeV 付近にピークを持つ分布となり Li に入射するため収率は低下する。名古屋大学の加速器の最大出力である 2.8 MeV,15 mA での収率は $1.62\times10^{13}$[/s]という結果であった。

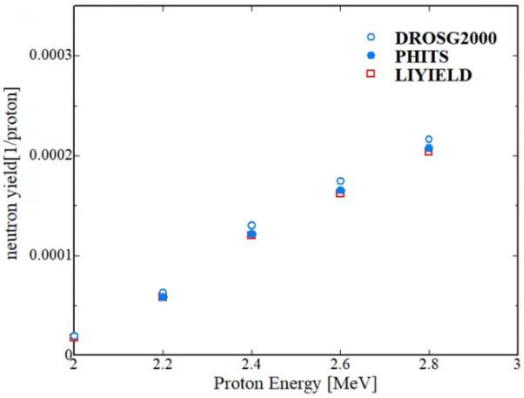



図 1　コード毎の中性子収率比較

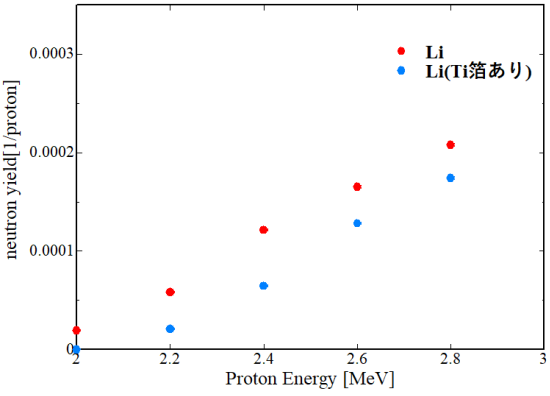



図 2　Ti 箔付き Li の中性子収率

**参考文献**

[1] N. Matsuda et al., Progress in Nucl. Sci. Technol., 6, 225-229 (2019)

[2] C. Lee and X.-L. Zhou, Nucl. Instrum. Methods in Physics Research Section B,152.1, 1-11 (1999).

---

*Yuki Tanagami [1],Takeo Nishitani[1] Sachiko Yoshihashi [1] Akira Uritani [1]and Atushi Yoshihashi[1]

[1]Nagoya Univ.

# レーザー駆動中性子源を用いた同位体生成と放射化法による中性子フルエンスの測定

Isotope Generation at a Laser-driven Neutron Source and Neutron Fluence Estimated by Activation Method

*森隆人[1]，余語覚文[1]，早川岳人[1,2]，有川安信[1]，安部勇輝[1,3]，S.R. Mirfayzi[4]，Daniil Golovin[1]，Lan Zechen[1]，Tianyun Wei[1]，西村博明[5]，中井光男[1]，三間圀興[1]，藤岡慎介[1]，兒玉了祐[1]
[1]阪大　レーザー科学研究所，[2]QST，[3]阪大，
[4]インペリアル・カレッジ・ロンドン　ブラケット研究所，[5]福井工大

中性子飛行時間計測法と(n, 2n)反応を組みあわせた計測法を開発し，レーザー駆動中性子の測定を行った．この手法は，中性子照射ターゲットが減速材内部に設置された場合でも有効な測定手法であり，レーザー駆動中性子源の宇宙核物理学への応用などに利用できる．

**キーワード：**レーザー駆動中性子源，放射化法，(n, 2n)反応

## 1. 緒言

大強度レーザーをミクロン厚の薄膜に照射することで MeV 領域のエネルギーを有する陽子・重陽子が生成される．このレーザー加速イオンの応用の一つは陽子・重陽子を Be に入射させて核反応を起こすことによる効率の高い中性子発生である．レーザー駆動中性子源の更なる応用のために，減速材による中性子エネルギーの制御も試みられており[1]，減速材内部の中性子のエネルギー分布の測定手法の開発が求められている．

## 2. 実験

阪大レーザー研の LFEX レーザーを厚さ 1.5 μm の重水素置換ポリスチレン薄膜に照射することにより陽子と重陽子を生成した．イオン源である薄膜の後方 2 mm の位置に設置した Be ブロック($\phi$ 5×10 mm)にイオンを入射させて $^{9}$Be(p, n)，$^{9}$Be(d, n)の反応を利用し中性子を発生させた．Be の後方にスタックさせた放射化試料（Mn，Co，Hf，および Au）に中性子を照射し，約 15 分の冷却の後で Ge 半導体検出器によるガンマ線測定を開始，ガンマ線ピーク面積の解析により生成された同位体及びアイソマーを同定した．さらに，線源から約 8 m の距離にシンチレータを設置し飛行時間計測を行うことで高速中性子のスペクトルを測定した[2, 3].

## 3. 結果・考察

図 1 に Ge 検出器によるガンマ線の測定結果の例を示す．実験では(n, γ)反応と(n, 2n)反応が起こり，$^{180}$Hf$^{m}$,$^{181}$Hf, $^{56}$Mn, $^{198}$Au, $^{60}$Co, $^{54}$Mn, $^{58}$Co, $^{175}$Hf, および $^{196}$Au の生成を確認した．測定した高速中性子スペクトルと JENDL-4.0 の(n, 2n)反応断面積データを用いて実効的な断面積を求めて[4]，測定した核反応率から試料に入射した中性子数を計算した．この(n, 2n)反応を用いた放射化法により，8-20 MeV の中性子数として(5.4±0.5)×10$^{8}$ n/sr を得た．

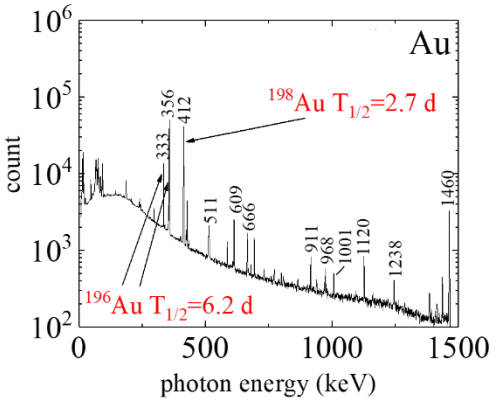



図 1 Au から放射されたガンマ線信号.

### 参考文献

[1] S. R. Mirfayzi *et al*., Scientific Reports 10, 20157 (2020). [2] S. R. Mirfayzi, *et al*., Rev. Sci. Instrum. 86, 073308 (2015).
[3] Y. Abe *et al.,* Rev. Sci. Instrum. 85, 11E126 (2014). [4] K. Shibata *et al*., J. Nucl. Sci. Technol. 48, 1 (2011).

* Takato Mori[1], Akifumi Yogo[1], Takehito Hayakawa[1,2], Yasunobu Arikawa[1], Yuki Abe[1,3], S.R. Mirfayzi[4], Zechen Lan[1], Hiroaki Nishimura[5], Shinsuke Fujioka[1], Ryosuke Kodama[1]
[1]Institute of Laser Engineering, Osaka Univ., [2]QST, [3]Osaka Univ., [4]Blackett Laboratory, Imperial College London, [5]FUT

# 京大複合研における陽子サイクロトロン加速器中性子源の検討

A conceptual design of neutron source using proton cyclotron accelerator at KURNS

*日野正裕，中村吏一朗，田中浩基，栗山靖敏，岩下芳久
京大

京都大学複合原子力科学研究所（京大複合研）において、サイクロトロン陽子加速器を用いて KUR の一部機能を代替可能な加速器中性子源建設を目指している。その現状を報告する

**キーワード：**KUR、陽子サイクロトロン中性子源、BNCT、中性子イメージング

京都大学複合原子力科学研究所（京大複合研）は、研究用原子炉や加速器等の施設を主とする共同利用・共同研究を推進している。その中でも研究用原子炉（KUR）は最大 5MW の熱出力を持ち、多くの共同利用を通して、西日本での原子力分野の研究開発・人材育成の中心的な役割を有しているが、2026 年 5 月以降の運転継続が困難な状況である。KUR の機能を発展的に担える炉型として、「もんじゅサイトに設置する新たな試験研究炉の概念設計及び運営の在り方検討」が開始されており、京大複合研は、幅広い利用を主担当に計画に参加している。ただ新型研究炉の利用は 2030 年代になることが予想され、KUR 停止後 5 年以上のブランクは予想される。

京大複合研では、世界初の加速器中性子源によるホウ素中性子補足療法(BNCT)の治験を終え、2019 年度にそのサイクロトロン陽子加速器(HM-30) が寄付され、医療以外に利用できるようになった。30MeV 1mA の陽子ビームを加速し、Be ターゲットで $10^{14}$n/s の中性子が期待でき、照射場を工夫することで BNCT 研究を中心に従来の共同利用研究を継続・発展可能である。また BNCT 研究のみならず中性子照射、中性子イメージング実験に利用可能である。さらに冷中性子源を装備して中性子スペクトルを変えることで、現在の KUR では出来なくなった冷中性子イメージングや冷中性子照射実験等へ展開可能となる。特に低エネルギー中性子は、中性子光学との親和性も良く、近年開発の進んだ（集光）光学系を利用することで、中性子小角散乱や即発ガンマ線測定等の利用も期待できる。またこれらの開発研究や知見の蓄積は新試験研究炉での中性子ビーム利用施設の建設にも重要な貢献となりうる。現在概念設計を進めており、その現状を報告したい。

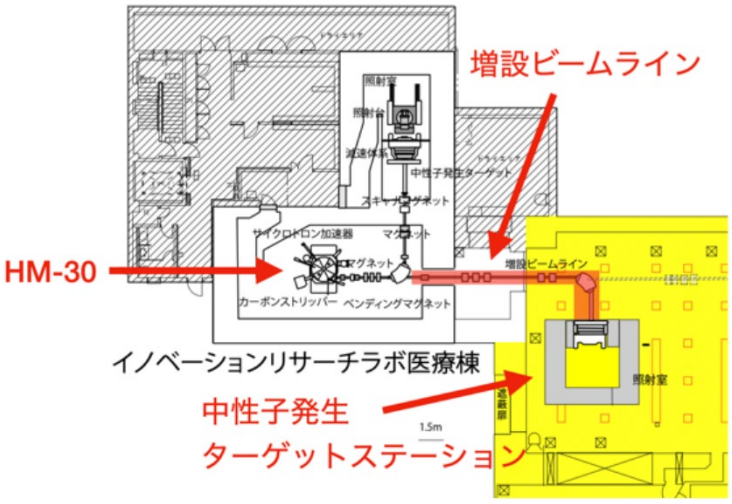



Fig.1 Schematic view of a neutron target station with a proton beam line extended from the HM-30 proton cyclotron accelerator at KURNS.

*Masahiro Hino, Riichiro Nakamura, Hiroki Tanaka, Yasutoshi Kuriyama, Yoshihisa Iwashita
Kyoto Univ.

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-3 Neutron Source, Neutron Technology

# [3H04-07] Neutron Detection Techniques

chair: Kaoru Sakasai (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 10:45 AM - 12:00 PM Room H

## [3H04] A study of the fast neutron beam profile measurement

*Ryuji Uemoto[1], Hiroyuki Uno[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Takashi Kamiyama[3], Hirotaka Sato[3], Yoshiaki Kiyanagi[3] (1. ATEX, 2. TTSI, 3. Hokkaido Univ.)

10:45 AM - 11:00 AM

## [3H05] Current status of nondestructive analysis for metal joints at the compact neutron facility AISTANS

*koichi kino[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Masahito Tanaka[1,2], Yo Tomota[1,2], Takeshi Fujiwara[1,2], Takemi Muroga[2], Akira Watazu[1,2], Takanori Ito[3,2] (1. AIST, 2. ISMA, 3. NISSAN ARC)

11:00 AM - 11:15 AM

## [3H06] Measurement and verification of neutron flux from a single neutron source in graphite moderator by using the small Eu:$LiCaAlF_6$ scintillation detector

*Kaze Makabe[1], Takanori Kameyama[1], Eizi Takada[2] (1. Tokai University, 2. National Institute of Technology, Toyama College)

11:15 AM - 11:30 AM

## [3H07] Double-focusing method for phase correction in neutron resonance spin-echo spectroscopy

*Fumiaki Funama[1], Seiji Tasaki[1], Masahiro Hino[1], Tatsurou Oda[1], Hitoshi Endo[2] (1. KYOTO UNIVERSITY, 2. KEK)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 高速中性子ビームプロファイル計測の研究

A study of the fast neutron beam profile measurement

*上本 龍二[1]，鵜野 浩行[1]，日塔 光一[2]，上松 幹夫[2]，加美山 隆[3]，佐藤 博隆[3]，鬼柳 善明[4]
[1]住重アテックス，[2]東芝テクニカルサービスインターナショナル，
[3]北海道大学，[4]北海道大学名誉教授

加速粒子によるターゲットとの反応で放出される高速中性子ビームのプロファイル計測法を開発した。中性子線のプロファイル計測装置は、対象とする高速中性子線の閾値反応により放射性核種を生成する複数種の金属製コンバータで構成される。中性子源から間隔を置いて配置された複数のコンバータの放射能分布情報をイメージングプレート(IP)に転写して、その 2 次元画像からコンバータの閾値反応のエネルギー領域に対応する中性子 2 次元プロファイル、更に 3 次元的な中性子線の広がりを計測した。

**キーワード**：中性子ビームプロファイル、中性子イメージング、閾値反応、放射化法、転写法

## 1. 緒言

中性子と物質(原子核)との相互作用は中性子のエネルギーによって異なるため、物質に照射される中性子のエネルギー毎の空間分布を正しく把握することは相互作用を解析する上で重要である。中性子の発生においてターゲットに入射させる加速粒子のエネルギーに応じた中性子放出のエネルギー分布や角度分布は異なり、加速粒子のプロファイルによっても中性子空間分布が異なってくる。実際の中性子照射条件における中性子ビーム条件を調べるため、閾エネルギー約 3.25MeV の Al(n, $\alpha$ )反応を利用した中性子コンバータによる例など、実際の陽子サイクロトロンでの中性子プロファイルの計測結果を報告する。

## 2. 中性子ビームプロファイルの計測方法

プロファイル計測ユニットは、位置調整用に中心部に穴の開いた Al コンバータを用いた。5 枚の Al 板を 20mm 間隔でサイクロトロン中性子源出口にセットし、中性子ビーム照射停止 90 分後から Al 板を IP に同時に転写して 2 次元のプロファイルイメージを求めた。図 1 に線源側 5 枚の内 Al-1 から Al-3 の 2 次元強度イメージ画像の計測例を示す。各イメージ画像の右斜め対角線上に ROI を設定して輝度値から PSL 値を読み取った結果を図 2 に示す。プロファイル中心付近の凹んでいる部分は、コンバータ中心部の穴で、プロファイル計測ユニットの中心と中性子放出ビームとの中心位置ずれあるいはユニット設置調整ずれを示している。ビーム分布の半値幅は、29mm から 102mm まで、Al 板の間隔 80mm の間に増加していた。




図 1　中性子プロファイル計測結果(Al コンバータ)

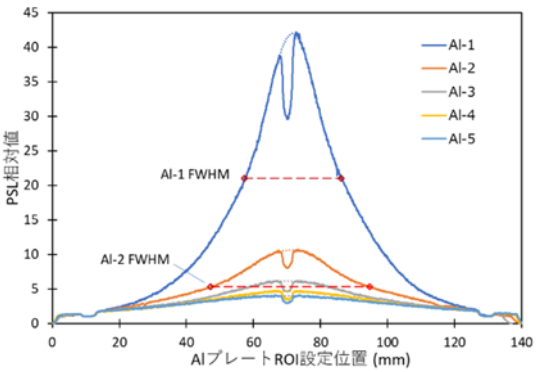



図 2　中性子プロファイル断面分布

## 3. 結論

閾値反応を用いた中性子コンバータの IP 転写法から簡便な高速中性子線のプロファイル計測法を開発した。反応の閾値エネルギーの異なるコンバータ(Zn＜Al や Mo＞Al など)を複数組み合わせて使用することで中性子線のエネルギー別のビーム広がりを 2 次元並びに 3 次元のプロファイルとして計測可能である。

---

*Ryuji Uemoto[1], Hiroyuki Uno[1], Koichi Nittoh[2], Mikio Uematsu[2], Takashi Kamiyama[3], Hirotaka Sato[3] and Yoshiaki Kiyanagi[4]
[1]SHI-ATEX Co.,Ltd., [2]Toshiba Technical Services International Corp., [4]Hokkaido Univ. and [5]Professor Emeritus of Hokkaido Univ.

# 産総研中性子解析施設 AISTANS における金属材料接合部の非破壊分析の現状

Current status of nondestructive analysis for metal joints at the compact neutron facility AISTANS

*木野 幸一[1,2]，大島 永康[1,2]，黒田 隆之助[1,2]，田中 真人[1,2]，
友田 陽[1,2]，室賀 岳海[2]，渡津 章[1,2]，伊藤 孝憲[2,3]
[1]産総研，[2]新構造材料技術研究組合，[3]日産アーク

産総研に設置の小型電子加速器駆動中性子解析施設（AISTANS）を用いて進めている摩擦攪拌点接合（FSSW）試料の非破壊分析の最新状況を報告する。この FSSW 試料は先行して J-PARC の RADEN ビームラインにて計測してあり、このデータと比較しながら AISTANS の現状の非破壊分析能力を議論する。

**キーワード：**小型加速器駆動中性子源，パルス中性子ビーム，摩擦攪拌点接合

## 1. 緒言

産総研小型中性子解析施設 AISNANS は、ブラッグエッジイメージングに最適化した電子加速器駆動の施設である [1,2,3]。自動車などの輸送機器の構造材料軽量化に貢献する非破壊分析を行うことを目的としている。近年の軽量化手法の一つにマルチマテリアル化があり、その接合方法の研究開発が盛んに行われている。有力な接合方法の一つが摩擦攪拌点接合（FSSW）であり、我々はアルミニウムやマグネシウム等を母材とした FSSW 試料において、中性子を用いた非破壊分析を行っている。

## 2. AISTANS での試料計測

AISTANS では、中性子飛行距離 8m の位置に試料、その直下流に 2 次元中性子検出器を配置してブラッグエッジイメージングを行っている。例えばアルミニウム同士の FSSW 試料では、全中性子波長を積分した透過率イメージにおいて試料の形状を明瞭に確認できた。更にブラッグエッジスペクトルでは、母材と FSSW 熱影響部付近では 200 反射が強いこと、FSSW 中心部では、111 反射が強いことが観測された。これらの結果は、J-PARC・RADEN ビームラインで同じ試料を先行測定して得たデータの解析結果とよく整合している。このことから、小型中性子解析施設である AISTANS は、他金属と比べ中性子透過率の高いアルミニウムであっても、接合試料の非破壊分析能力を有する事がわかった。

## 3. まとめ

現在 AISTANS において、各種接合試料の計測を継続中である。本発表では、上で紹介した FSSW 試料の結果も含め接合試料の分析結果を紹介しながら、AISTANS のブラッグエッジを活用した非破壊分析能力について議論する。

## 謝辞

この成果は、国立研究開発法人新エネルギー・産業技術総合開発機構(NEDO)の委託事業革新的新構造材料等研究開発の結果により得られたものです。

## 参考文献

[1] K.Kino *et al*., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. A 927 (2019) 407–418.

[2] プレスリリース, 2020 年 1 月 22 日, https://www.nedo.go.jp/news/press/AA5_101275.html

[3] B.E. O'Rourke *et al*., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res., Sect. B 464 (2020) 41–44.

---

*Koichi Kino[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Masahito Tanaka[1,2], Yo Tomota[1,2], Takemi Muroga[2], Akira Watazu[1,2], Takanori Ito[2,3]

[1]AIST, [2]ISMA, [3]NISSANARC

# 小型 Eu:LiCaAlF$_6$シンチレーション検出器を用いた中性子源+黒鉛体系での中性子束の計測と検証

Measurement and verification of neutron flux from a single neutron source in graphite moderator by using the small Eu:LiCaAlF$_6$ scintillation detector

*眞壁 風[1], 亀山 高範[1], 高田 英治[2]
[1]東海大学, [2]富山高等専門学校

小型 Eu:LiCaAlF$_6$シンチレーション検出器を用いて、$^{241}$Am-Be 中性子源と黒鉛ブロックからなる散乱体系内の中性子束分布を計測した。計測結果を連続エネルギーモンテカルロ輸送計算コード PHITS による解析値と比較し、検証した。

**キーワード**:Eu:LiCaAlF$_6$シンチレーション検出器, $^{241}$Am-Be 中性子源, 黒鉛, PHITS

## 1. 緒言

中性子源を使用した散乱体系や原子炉の中では詳細な中性子束分布の計測が重要となる。従来から中性子計測に使用されてきた $^3$He, $BF_3$ 比例計数管はやや大型で詳細な分布の計測が困難である。そこで小型化が可能な Eu:LiCaAlF$_6$シンチレーション検出器の適用と確認を行っている。これまでに、中性子源と中性子減速材を用いた 2 次元体系での計測を行ってきた[1]。本研究では $^{241}$Am-Be 中性子源と黒鉛ブロックからなる散乱体系内の中性子束分布を計測し、連続エネルギーモンテカルロ法輸送計算コード PHITS[2]による解析値と比較し、検証する。

表 1 検出器の測定条件

| | 小型 Eu:LiCaAlF$_6$ シンチレーション検出器 |
|---|---|
| 形状[mm] | 5×5×80 |
| 印加電圧[V] | −1325 |
| 波長[nm] | 370 |
| PMT [mm] | 受光面 φ10.6±0.2 |

## 2. 実験・解析方法

小型 Eu:LiCaAlF$_6$シンチレータ(トクヤマ製)＋波長シフトファイバー(WSF)＋光電子増倍管(PMT)＋信号処理回路系(前置増倍管/増幅器)＋データ処理系(MCA等)で中性子検出器を構成した。中性子源に $^{241}$Am-Be(推定値 4.11×10$^5$[n/sec])を使用した。

中性子源と黒鉛を使用した実験体系の鉛直断面図を図 1、水平断面図を図 2 に示す。高 700×幅 700×奥 1000[mm$^3$]の直方体の中心に中性子源を設置し、線源から水平方向に 200[mm]の位置を基準 0 点とし検出器を設置した。検出器を基準 0 点から鉛直方向に 100[mm]ごとに移動した 4 点と、境界面の計 5 点で中性子を計測した。また、基準 0 点から水平方向に 100[mm]ごとに移動した 4 点でも同様に計測した。

PHITS で実験体系を対象に T-deposit で検出器に対するエネルギー付与を計算し、実験結果と比較した。中性子源には JAERI-Tech98-005[3]に報告されている 53 群スペクトルを与え、総中性子ヒストリー数は 8 億とした。

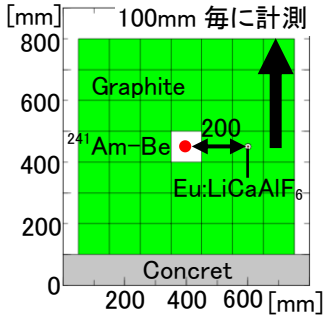



図1 実験体系鉛直断面図.

## 3. 結果・考察

本検出器による、基準 0 点と鉛直方向に 400[mm]移動した点で計測したパルス波高分布からバックグラウンドを差し引いた結果を図 3 に示す。波高分布は 1300ch 付近にピークを持ち、左右非対称の形状となった。その他の点でも同様の波高分布が得られた。基準 0 点の値を 1 に規格化し、鉛直方向の結果について相対比較した。本検出器の計測値、PHITS による計算値から算出した中性子計数率の総計 R の相対比較を図 4 に示す。結果の相対比の差は最大で 0.01 と良く一致し、本検出器による中性子源+黒鉛体系での計測が検証された。また、検出器を基準 0 から水平方向に 100[mm]ごとに移動した結果でも、計測値と計算値の相対比の差は最大で 0.03 と良く一致した。今後、本検出器を用いて近大炉の黒鉛反射体内の中性子束分布を計測する計画である。

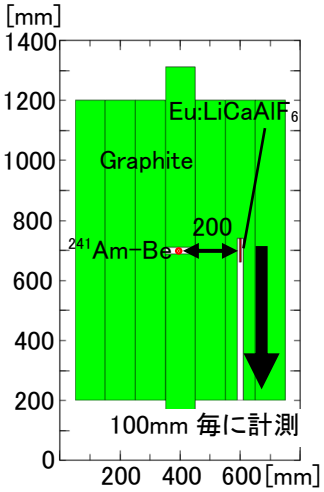



図 2 実験体系水平断面図.

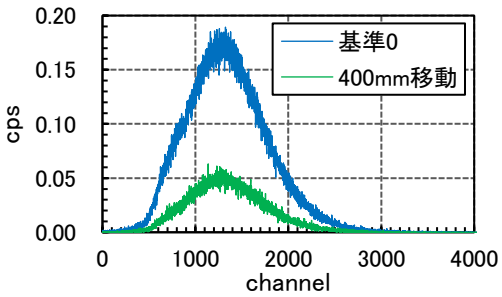



図 3 本検出器による波高分布.

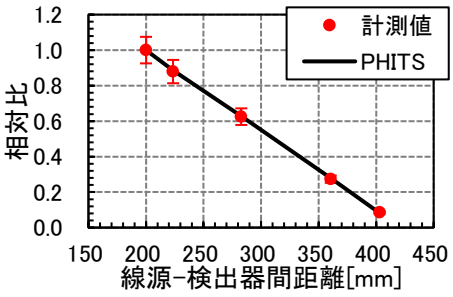



図 4 中性子計数率の総計 R の相対比較.

[参考文献] [1]眞壁他, 日本原子力学会秋の大会, 2M10, (2020).
[2]Sato, T., et al., J. Nucl. Sci. Technol., 55(6), 684-690(2018).
[3]Dumais, J. R., et al., JAERI-Tech 98-005, (1998).

*MAKABE Kaze[1], KAMEYAMA Takanori[1], TAKADA Eiji[2]
[1]Tokai Univ., [2]National Institute of Technology, Toyama College.

# 中性子共鳴スピンエコー分光器における位相補正のための 2 回集光法

Double-focusing method for phase correction in neutron resonance spin-echo spectroscopy

*船間　史晃[1]，田崎　誠司[1]，日野　正裕[2]，小田　達郎[2]，遠藤　仁[3]

[1]京都大学，[2]京大複合研，[3]KEK 物構研

全周型回転楕円体集光ミラーが利用可能な位相補正法として2回集光法を提案する．2回集光法の詳細と到達可能なフーリエタイム等の計算結果を報告する．

**キーワード：**中性子スピンエコー，NRSE，回転楕円体中性子集光ミラー，位相補正，中性子準弾性散乱

中性子共鳴スピンエコー(NRSE)分光法は，複数の共鳴スピンフリッパー(RSF)で中性子スピン位相を制御し，試料の中間散乱関数を測定するスピンエコー分光法である．NRSE 分光法で高エネルギー分解能を達成するためには RSF 間の各中性子の飛行距離をできるだけ一定にし，中性子スピン位相を揃える必要がある．高エネルギー分解能かつ高 S/N 比の実験を可能にするため，集光ミラーを用いた NRSE 分光器が提案された[1]．この方法は，楕円の焦点と楕円表面を結ぶ直線の距離の和が等しいという幾何学的な特徴を利用する．大きな発散角を持つビームが利用可能で，かつ RSF 間の中性子飛行距離の分散が低減できる．また試料位置を楕円の焦点とすることで，微小試料に高輝度のビームが照射できる．しかしこれまでは，回転楕円体集光ミラーの一部の偏角から反射されたビームのみの利用を前提としていた．そのため楕円の半長軸，半短軸で決まる直角三角形の斜辺に対して，垂直になるように RSF を傾けることで中性子スピン位相を揃えていた[2]．しかし回転楕円体集光ミラーの全偏角を利用した「全周型回転楕円体集光ミラー」の利用には，新しい位相補正法が必要であった．

我々は全周型回転楕円体集光ミラーによる位相補正が可能な2回集光法を提案する[3]．図1に本体系の概念図を示す．本体系は2つの同形状の全周型回転楕円体集光ミラーを焦点を共有するように直列に配置し，1つの位相補正装置とする．本体系では1つ目のミラーでついた経路差は2つ目のミラーでほぼ打ち消される．RSFを傾ける必要がないため，全周型回転楕円体集光ミラーを用いた位相補正が可能であり，NRSE分光器の更なる高輝度化，高分解能化が期待できる．本研究では，最近我々が開発した回転楕円体集光ミラー[4]の半短軸，半長軸の値を用いて，2回集光体系の有効性を幾何的，数値的に評価した．その結果波長2 nmの中性子を利用すると，フーリエタイム1 μsのNRSE実験の可能性が示唆された．

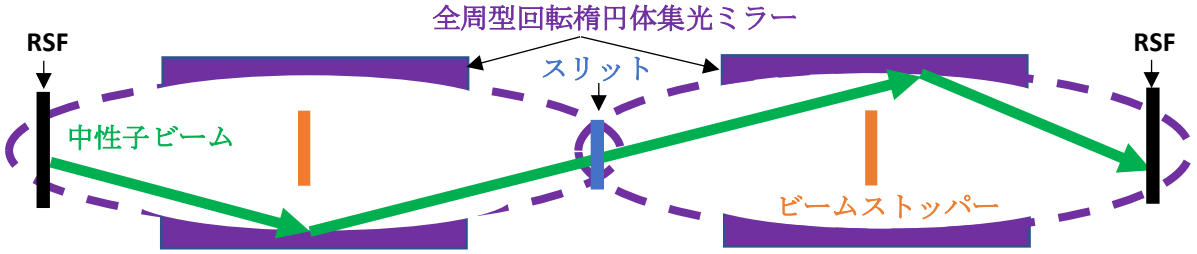



図 1. 2 回集光体系の概念図

**参考文献**

[1] M. Bleuel, et al., in: F. Mezei, et al., (Eds.), Neutron Spin Echo Spectroscopy, Springer, p.176 (2002).

[2] T. Weber, et al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A, 713, p.71 (2013).

[3] F. Funama, et al., Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A, 1010, p.165480 (2021).

[4] T. Hosobata, et al., JPS Conf. Proc., 22, p.011010 (2018).

---

*Fumiaki Funama[1], Seiji Tasaki[1], Masahiro Hino[2], Tatsuro Oda[2], Hitoshi Endo[3],

[1]Kyoto Univ., [2]KURNS, [3]KEK

General Meeting

# [3H_GM] The 55th General Meeting of Radiation Science and Technology Division

Fri. Sep 10, 2021 12:10 PM - 12:50 PM  Room H

## [3H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Sep 10, 2021 12:10 PM - 12:50 PM  Room H)

# [3H_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Radiation Science and Technology Division

# [3H_PL] Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

chair: Yuki Sato (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room H

[3H_PL01] Current status and future challenges for radiation measurement and shielding at Fukushima Daiichi NPP

*Shiro Takahira[1] (1. TEPCO HD)

[3H_PL02] Radiation measurement and mapping technology developed/applied after the FDNPS accident

*Tatsuo Torii[1] (1. Fukushima Univ.)

[3H_PL03] Radioactive source estimation based on radiation shielding knowledge

*Hideo Hirayama[1] (1. KEK)

[3H_PL04] Discussion

*Yuki Sato[1] (1. JAEA)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

放射線工学部会セッション

# 福島原発事故後 10 年間の放射線工学分野における活動と今後の展望

Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

## （1）福島第一における放射線計測・遮蔽に関する現状と今後の課題

(1) Current status and future challenges for radiation measurement and shielding at Fukushima Daiichi NPP

*高平　史郎[1]，鈴木　尋斗[1]，鈴木　純一[1]，向田　直樹[1]，林田　敏幸[1]

[1]東京電力ホールディングス株式会社

**1. はじめに**

福島第一原子力発電所事故により、燃料棒の中に閉じ込めていた放射性物質が拡散し、構内外の放射線環境が変化した。放射線防護を確実なものとしつつ廃炉作業を着実に進めるため、新たな技術を導入しながら放射線管理を遂行してきた。ここでは、これまで行ってきた取り組みや課題について報告する。

**2. これまでの主な取り組み**

(1) ストロンチウム分析の迅速化

従来、ストロンチウムの分析に前処理から計測完了まで 24 日ほどを要し、時間短縮が課題となっていた。このため、福島大学で研究が進められていた ICP-MS（Inductively coupled plasma - mass spectrometry：誘導結合プラズマ質量分析）を用いた分析法を取り入れ迅速化を図った（約 24 日→約 30 分）。これにより，汚染水の漏えい検知の判断を早めることに成功し、汚染管理の品質向上を達成した。

(2) 放射線源の位置把握の精度向上

被ばく低減を図る上で放射線源の位置を把握することは最も重要なプロセスである。従来、線量率から放射線源を推定し、線量低減対策を決定していたが、放射線源が表面上に存在するか否かで対策が異なる。Cs-137 等の主要線源の光電ピークとコンプトン散乱の割合を計測することで、放射線源の位置推測の精度を高めることができ、主に 3 号機原子炉建屋オペレーティングフロアの線量低減に活用してきた。

(3) 汚染水漏えいの検知性の向上

福島第一構内の排水路を流れる水中には、事故時に飛散したフォールアウト由来のセシウムが告示濃度未満で含まれている。一方、汚染水にはストロンチウムが含まれており、汚染水の漏えい検知にはストロンチウムのモニタリングが有効である。日本原子力研究開発機構が開発した弁別型の PSF（Plastic Scintillation Fiber）を導入することで、排水路からサンプリングして分析せずともストロンチウム濃度を検知することに成功し、汚染管理の品質向上を達成した。

**3. 今後の課題**

今後，ALPS 処理水の海洋放出や燃料デブリの取り出し作業の本格化等により、把握すべき放射性物質の種類が増えていくと想定するとともに、作業現場の作業環境の変化を適切に把握し、放射線管理の方法も柔軟に変化させ、周辺地域に放射線影響を与えないことは勿論のこと、構内で働く作業員の放射線防護に関しても、引き続き確実なものとする必要がある。

特に、万全を期さなければならないのが、燃料デブリ取り出しに向けた準備であり、アルファ線を放出する放射性物質を内部取り込みさせないための管理方法をはじめ，万が一内部取り込みした場合の措置として、体内に取り込んだ量を調査するためのバイオアッセイ技術や肺モニタ等の導入を進めていく。また、アルファ線を放出する放射性物質を内部取り込みした際の線量評価手法の確立についても、社外機関の協力を得ながら確立させていく。

---

* Shiro Takahira[1], Hiroto Suzuki[1], Junichi Suzuki[1], Naoki Mukaida[1], Toshiyuki Hayashida[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

2021年秋の大会

放射線工学部会セッション

# 福島原発事故後 10 年間の放射線工学分野における活動と今後の展望

Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

## （2）1F 事故後に開発・適用された放射線の計測・マッピング技術

(2) Radiation measurement and mapping technology developed/applied after the FDNPS accident

*鳥居 建男[1,2]，眞田 幸尚[2]，佐藤 優樹[2]

[1]福島大学 環境放射能研究所，[2]原子力機構 廃炉環境国際共同研究センター

### 1. 緒言

2011 年 3 月に発生した東日本大震災に伴い発生した福島第一原子力発電所の事故後、10 年が経過した。事故により、1F 建物やサイト内だけでなく、環境中にも広く放射性物質が拡散沈着した。事故発生直後より、放射線源の空間分布を直感的に把握できる放射線源の可視化への要求が高まり、環境中における放射線分布のマッピングやガンマカメラと呼ばれる放射線のイメージング装置の投入と開発が進められてきた。

本稿では、事故後に開発され運用されてきた放射線分布の計測技術について紹介するとともに、今後の展望について述べる。

### 2. 線源分布の測定解析技術

#### 2-1. 環境中の放射線計測マッピング技術

事故直後より、有人のヘリコプターだけでなく、無人ヘリ、ドローンなどの遠隔機器がモニタリングに活用されている。これらのデータは、広範囲に拡散した放射性物質の影響を迅速に知ることができ、さまざまな防護対策等に活用されてきた。特に地理情報システム（GIS）と組み合わせることにより、汚染分布とその推移の把握や除染技術への利用など、有効的に適用されてきた。さらに、これらのデータは事故後 10 年間にビックデータとして蓄積されており、その解析により分布状況や変化傾向が明らかになりつつある。これらのデータをもとに住民の生活行動パターンを想定した詳細な被ばく評価が可能となりつつある。

#### 2-2. ガンマカメラによる放射線分布の可視化技術

放射線源の空間分布を直感的に把握するための放射線可視化技術への要求から、ガンマカメラと呼ばれる放射線のイメージング装置の投入と開発が進められてきた。線源分布の測定といっても、原子炉建屋内の高線量率エリアから環境中の比較的低線量率エリアのホットスポットの検出までそのダイナミックレンジは大きく、対象となる計測エリアの大きさ、３次元的な幾何形状、線源分布も様々である。現在利用されているガンマカメラにはピンホールカメラ型とコンプトンカメラ型に大別されるが、それぞれの特長を生かして、環境中だけでなく、1F 現場でもその利用や開発研究が行われている。特に、1F 原子炉建屋内などでは放射線源が３次元的な広がりを持っていること、また構造物や瓦礫などの障害物が多数あるため、従来の２次元的な放射線源分布の把握には限界がある。このため、①多点計測により異なる視野角からの線源分布画像を逆解析して求めたり、②光学画像や測域センシング技術等の他の計測技術により求めた環境情報と組み合わせることにより線源分布を推定する手法が試みられている。

### 3. 今後の展望

上述のように、事故後、放射線計測技術は他分野の技術と組み合わされることにより、広く拡散した放射性物質の影響範囲の理解と除染や廃炉作業への適用が試みられている。今後、これらの技術が ICT や AI 技術の適用により、得られる情報が少ない中からより多くの情報を得るための研究が加速されると考えられる。加えて、廃炉作業の進展とともに、燃料デブリ起因のα核種等をはじめ放射性セシウム以外の核種の迅速な分布計測により、現場作業者の放射線防護や廃炉作業の進展に貢献できる技術の開発研究が期待される。

---

*Tatsuo Torii[1,2], Yukihisa Sanada[2], and Yuki Sato[2]

[1]Fukushima Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

2021年秋の大会

放射線工学部会セッション

# 福島原発事故後 10 年間の放射線工学分野における活動と今後の展望

Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

## （3）放射線遮蔽の知見による線源推定

(3) Radioactive source estimation based on radiation shielding knowledge

*平山　英夫[1,2]

[1]高エネルギー加速器研究機構，[2]原子力規制庁

### 1. はじめに

福島第 1 原子力発電所（以下、「1F」という。）の事故後の対応で重要な課題の一つに、原子炉建屋内の線源の推定（様々な場所に沈着している Cs-137 を中心とする放射性核種の場所と放射能を把握すること）がある。前の二人の講演で紹介されているように、様々な手法で原子炉建屋内部の状況把握が試みられているが、線源の原因・状況は多様であり、放射能の推定は難しい。特に、大量の Cs-137 等を含む線源の場合は、遮蔽となる物質の外部から取得可能な線量率等の情報から推定することが必要である。1F の事故時の状況は現在でも十分には解明されていないこと、場の線量当量率が非常に高い場合が多いことから、可能な測定方法が限られている。このような状況での放射能の推定では、把握が難しい「詳細な情報」ではなく、大まかな状況を得るという観点から取り組むことが必要である。そのためには、「放射線測定器」に関する知識を基に、使用可能な測定器の選定や特性の評価を行った上で、放射線遮蔽計算の知見を活用して入手出来た波高分布や線量当量率等から線源の状態を推定することが必要となる。

以下では、原子炉格納容器上部の 3 層のシールドプラグの隙間に沈着していると考えられる大量の Cs-137 の沈着量の推定の取り組みを通じて、このような活動を紹介する。

### 2. シールドプラグ隙間の Cs-137 沈着放射能の推定

#### 2-1. 3 号炉 [1)]

3 号機は、水素爆発によりオペレーションフロア（以下、「オペフロ」という。）の天井や壁が破壊され、床についても一部が崩落する状況になっていた。東京電力ホールディング株式会社（以下、「東電」という。）は、使用済み燃料の取り出し作業を進めるために、オペフロ上部の周辺線量当量率分布の測定を行い、がれきの撤去を行と共に、オペフロ床面の汚染が主要な線源であるとして遠隔で高圧洗浄等により、コンクリートを 5 mm 程度削除した。しかし、当初から線量率が高かったシールドプラグ上の空間では、5 m 位置での最大線量率は第 1 図のように、200 mSv/h と除染前の半分程度のレベルまでにしか低減しなかった。コンクリート表面に付着した Cs-137 は深い位置まで浸透することはないことから、シールドプラグ表面の汚染が主要な線源であったならば、表面を 5 mm 程度の削除により、線量率は大幅に減少するはずである。このことから、除染後のシールドプラグ上部の高い線量当量率の線源がシールドプラグ表面の汚染ではないと考えるのが最も自然である。

事故時には、第 2 図に示す圧力容器、格納容器とその上部のシールドプラグの関係から、格納容器に出た放射性核種を含む高温・高圧の蒸気がシールドプラグの隙間に充満し、オペフロに達したと思われる。このことを踏まえ、それぞれ 60 cm のコクリートで構成されている 3 層のシールドプラグの上段と中段の隙間に大量の Cs-137 を中心とする放射性核種が沈着しており、それがシールドプラグ上の空間の高線量当量率の主要な線源である可能性が高いと推測した。この推測が正しければ、最低 60 cm のコンクリートを透過した放射線場であることから、Cs-137 等から放出される γ 線よりもコンクリート中で散乱されたよりエネルギーの低い散乱線の寄与が大きいことになる。このことは、シールドプラグ表面の散乱線を含む光子の波高分布を

* Hideo Hirayama[1,2]

[1] High Energy Accelerator Research Organization., [2] Nuclear Regulation Authority.

測定することができれば確認できると考えた。

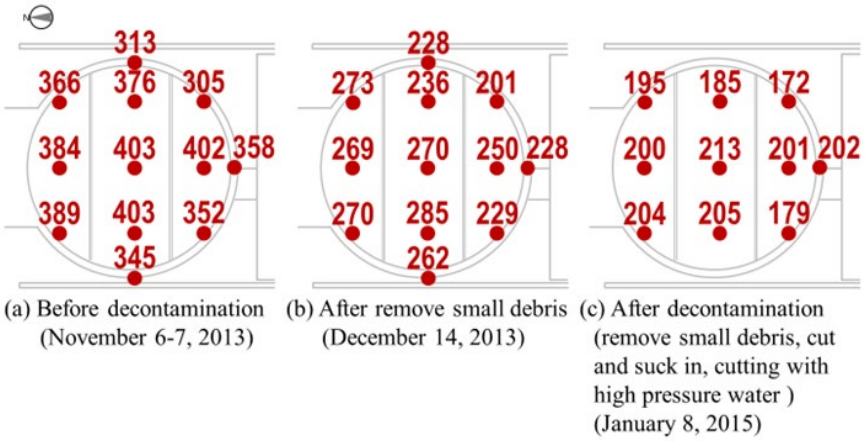



Figure 1. Ambient dose equivalent rates in mSv/h above the shield plugs

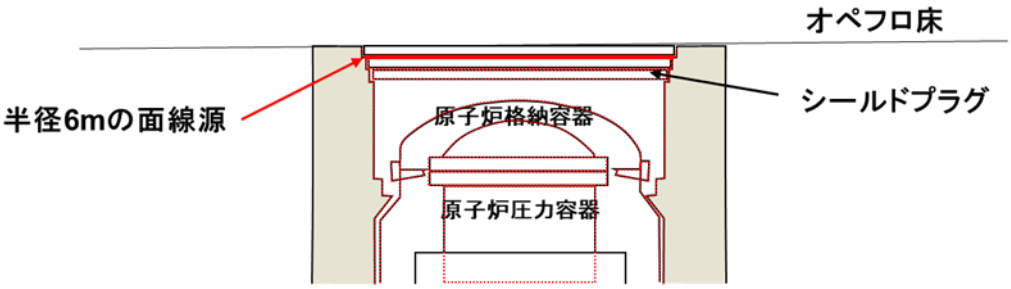



Figure 2. Structure around the shield plug

シールドプラグ表面の汚染は除かれたが、崩落部で除染が出来ない箇所など線量当量率が高い場所が周辺に存在していたので、シールドプラグ表面での波高分布を測定するためには、それらの線源からの光子が寄与しない構造のコリメータが必要である。シールドプラグを含む 3 号機オペフロ上部での波高分布の測定は、2015 年 11 月 19 日に東電、東芝及び鹿島 JV の関係者の協力で第 3 図に示す高エネルギー加速器研究機構のコリメータを大型クレーンにより測定点に移動することにより行われた。

第 4 図に示すシールドプラグ上部の測定点での波高分布は、第 5 図に示す様に Cs-137 の全エネルギー吸収ピークに比べて散乱線が遙かに多いという想定通りの結果であった。測定点 No.1 から No.5 の間でも、全エネルギー吸収ピークの計数率が異なることから、場所により汚染密度にばらつきがあることが分る。

使用した CdZnTe 検出器の Cs-137γ 線に対する全エネルギー吸収ピーク計数率と 60 cm のコンクリートを透過してシールドプラグ表面から 50 cm 位置の検出器の達する非散乱線数から求めた汚染密度を第 1 表に示す。5 箇所の平均の汚染密度は $2.7\times10^{10}$ Bq/cm$^2$ で半径 6 m の隙間全体では 30 PBq (測定点によるばらつきから、9.2～64 PBq) という結果が得られた。

上記の 3 号機の測定結果は、2016 年にパリで開催された第 13 回遮蔽国際会議で発表した。

**2-2. 2 号機** [2)]

2 号機では水素爆発が起きなかったことから、オペフロの天井・壁・床は健在である。しかし、事故に伴い大量の放射性核種を含む高温・高圧の蒸気がオペフロに達したことは 3 号機の場合と同じである。シールドプラグを含む広い領域に養生シートが敷かれており、事故後もそのシートが破損していなかったとみられることから、オペフロ内部全体に汚染が存在していると考えられる。東電がロボットを使ってオペフロ内の残置物を移動・片付後に実施したオペフロ空間での線量当量率では、第 6 図に示す様に 3 号機の場合と同様にシールドプラグ上部が他の場所に比べて高いという結果が示されている [3)]。同様に、コリメータ付きの γ 線

線量計を用いて測定した表面γ線線量率でも第7図に示す様に同様の傾向であることが報告されている[3]。

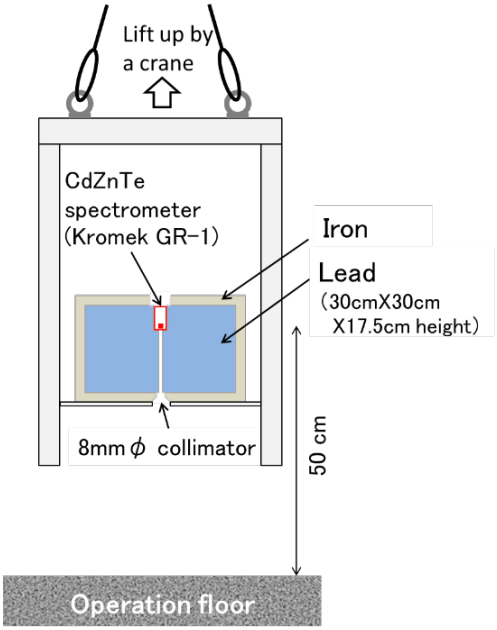



Figure 3 Schematic drawing of the collimator system

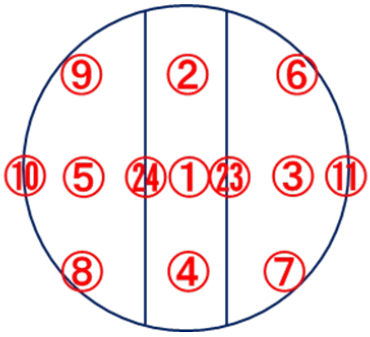
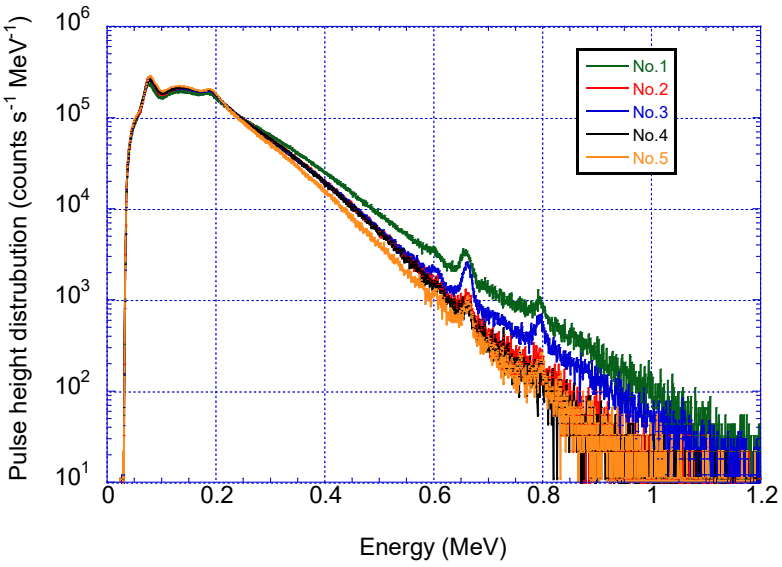



Figure 4 Measurement points above the shield plug




**(a) Above the shield plugs (1)**

Figure 5 Measured pulse height distributions above the shield plug

Table 1 Estimated Cs-137 concentration at the gap under 60 cm of the shield plug

| Point | Peak count rates (cps) | Concentration (Bq/cm$^2$) |
|---|---|---|
| No. 1 | 32.8 ± 13.4 | 5.7E+10 |
| No. 2 | 7.19 ± 8.13 | 1.2E+10 |
| No. 3 | 23.4 ± 10.7 | 4.0E+10 |
| No.4 | 4.72 ± 7.46 | 8.1E+09 |
| No. 5 | 8.67 ± 7.46 | 1.5E+10 |
| Average concentration | | 2.7E+10 |

2 号機では、オペフロの床、壁及び天井が健在なので、それぞれに Cs-137 等の汚染が存在している。第 2 表に示すように、床の汚染密度は、スミア測定、ピンホール型ガンマカメラによる測定、2 台の 70 マイクロメートル線量当量測定用の線量計を用いた表面 β 線による測定で、ファクター2 程度の分布はあるが、シールドプラグ上の床面と他の床面でほぼ同様の汚染密度である。それぞれの測定方法にはそれぞれ異なった不確実さが存在するが、汚染密度そのものも概略似たような値となっている。このことを踏まえ、ファンネル部等の汚染がたまりやすい個所を除いたシールドプラグ以外の場所での空間線量当量率あるいは表面 γ 線線量当量率が、シールドプラグ表面での表面汚染によるそれぞれの線量当量率としてシールドプラグ上の空間での測定値から除くことにより、シールドプラグ上段と中段の隙間に蓄積している Cs-137 等による寄与を推定することができる。

Table 2 Comparison of surface contamination density measured at the operation floor of the Unit-2

| | | NRF54 | スミア | ガンマカメラ |
|---|---|---|---|---|
| | | (NRA2021.0414測定) | (東電2019.5.20報告) | (NRA2020.1.30測定) |
| 測定点 | | Cs-137汚染密度 | | |
| | | Bq/cm$^2$ | | |
| No. 1 | 西側床 | 3.3E+04 | 3.3E+05 位置(8) | - |
| No. 3 | | 1.2E+04 | | - |
| No. 4 | | 3.7E+04 | | - |
| No. 6 | | 6.2E+04 | 6.5E+05 位置 (1) | 7.00E+04 |
| No. 7 | シールドプラグ | 8.3E+04 | 6.7E+05 位置 (11) | 1.70E+05 |
| No. 8 | | 1.2E+04 | 6.4E+05 位置 (12) | 8.00E+04 |
| No. 9 | | | 9.7E+05 位置 (12) | 1.70E+05 |
| No. 10 | | | 5.1E+05 位置 (15) | 1.00E+05 |
| No. 11 | | 1.6E+05 | 8.2E+05 位置 (13) | 1.70E+05 |
| No. 12 | 東側床 | 1.0E+05 | 1.0E+06 位置 (16) | - |
| No. 13 | | | 2.0E+05 位置 (17) | 1.70E+04 |
| No. 14 | | 3.6E+04 | 2.9E+06 位置 (18) | 1.70E+05 |
| | | | ()は引用資料内位置番号 | 東西に長いピクセル内 |
| | | | | 平均の測定値 |
| | | | | [-]は視野外 |

(1) オペフロ床から 1.5 m での周辺線量当量率からの推定

オペフロ床面から 150 cm での周辺線量当量率は、床面、天井及び側壁の汚染による寄与の合計である。第 5 図の測定結果では、ファンネル部、隙間及びシールドプラグに近傍以外の場所は場所により 17 から 40 mSv/h となっている。以下では、シールドプラグ上部の線量当量率中 30 mSv/h が周辺（床面、天井及び側壁）に寄与とする。シールドプラグ上部の測定結果は、79 – 148 mSv/h である。平均の 114 mSv/h をシールドプラグ上部での線量当量率とすると、シールドプラグ上段と中段の隙間に沈着していると思われる Cs-137, Cs-134 及び Sb-125 による線量当量率は 84 mSv/h となる。半径 6 m の一様な密度の面線源が 60 cm のコンクリート下部にある場合に、線源の中心軸上で表面から 150 cm 位置での線量当量率を、電磁カスケードモンテカルロ計算コード egs5[4]に「面等方線源と単位球検出器形状を点等方線源と面検出器に変換する手法[5]」を適用し、Cs-134, Cs-137 及び Sb-125 の汚染密度が 1Bq/cm$^2$ の場合の周辺線量当量率を計算した。床面のスミア測定で得られている Cs-134 と Sb-125 の汚染密度は、Cs-137 の汚染密度の 10 %であることから、Cs-137 1Bq/cm$^2$ 当たりのシールドプラグ中心での 150 cm 高さでの周辺線量当量率は、1.26E-06 μSv/h となり、シールドプラグ隙間の汚染密度は、6.6E+10 Bq/cm$^2$ (隙間全体では約 70 PBq)と推定される。

(2) 表面 γ 線線量当量率からの推定

第 6 図に示す表面 γ 線線量当量率は、鉛遮蔽により測定対象がコリメータの開口領域に限定されることから、床面のみを対象とした評価が可能であると考えられる。シールドプラグ以外の場所の測定結果は、0.1～数 mSv/h とばらつきがあるものの、1 mSv/h 程度であることから、シールドプラグ上の空間でも床面の汚染による寄与が同じ 1 mSv/h であるとする。シールドプラグ上では、プラグ継ぎ目以外の場所では、7.1～12 mSv/h であるので、シールドプラグの上段と中段の隙間の汚染による寄与は 6.1～11 mSv/h となる。「面等方線源と単位球検出器形状を点等方線源と面検出器に変換する手法」を拡張して、コリメータに対応して平面検出器への入射角度の制限をつけることにより、コリメータ内面での散乱の寄与を無視した条件で、61 cm (最近の情報) のコンクリート下部の面線源からの表面 γ 線線量当量率を計算した。(1)と同様に、Cs-134 と Sb-125 は、Cs-137 の 10 %であるとした場合、Cs-137 の汚染密度が 1Bq/cm$^2$ の時の表面 γ 線線量当量率は 0.352E-

06 μSv/h となる。この結果と、上段と中段の隙間の汚染による寄与が 6.1～11 mSv/h ということから、汚染密度は 2.0E+10～3.3E+10 Bq/cm$^2$ で、半径 6 m の領域全体では、23～39 PBq と推定される。

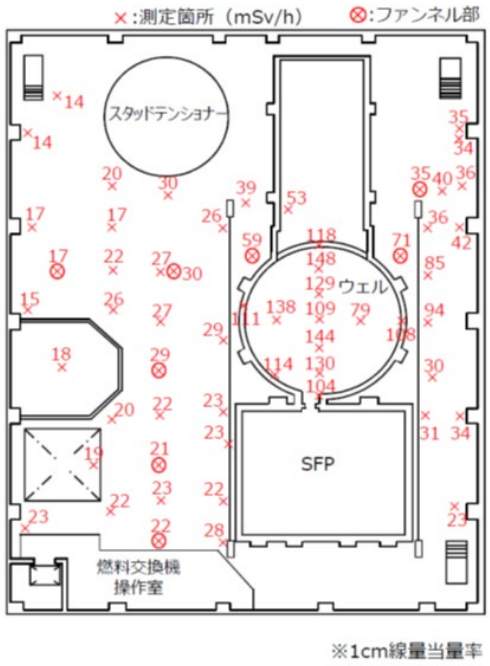
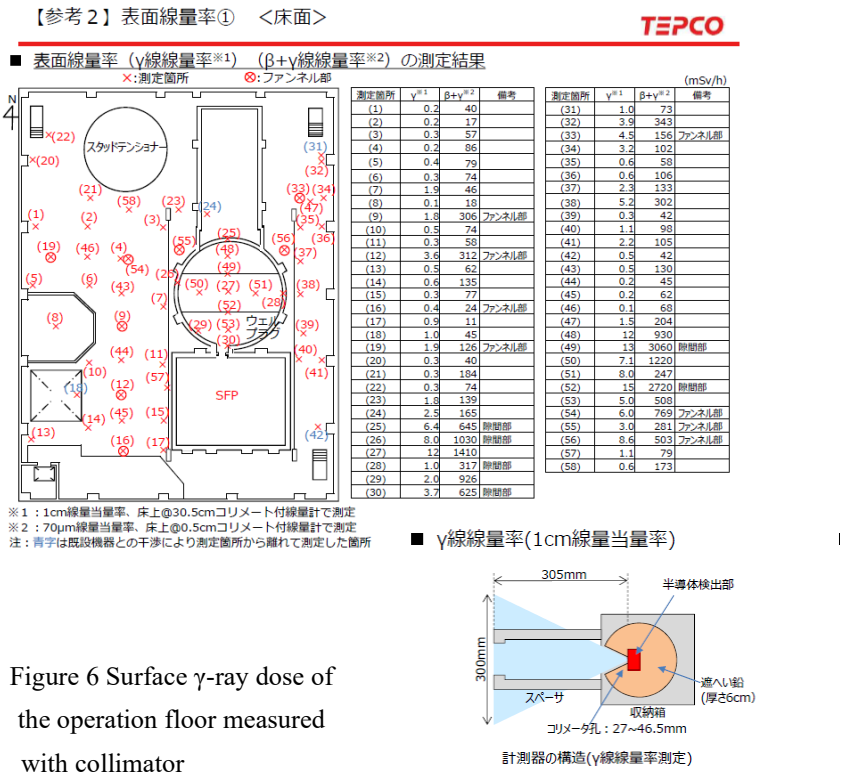



Figure 5. Ambient dose equivalent rate rate at 1.5 m from the surface of the operation floor




| 測定箇所 | γ※1 | β+γ※2 | 備考 |
|---|---|---|---|
| (1) | 0.2 | 40 | |
| (2) | 0.2 | 17 | |
| (3) | 0.3 | 57 | |
| (4) | 0.2 | 86 | |
| (5) | 0.4 | 79 | |
| (6) | 0.3 | 74 | |
| (7) | 1.9 | 46 | |
| (8) | 0.1 | 18 | |
| (9) | 1.8 | 306 | ファンネル部 |
| (10) | 0.5 | 74 | |
| (11) | 0.3 | 58 | |
| (12) | 3.6 | 312 | ファンネル部 |
| (13) | 0.5 | 62 | |
| (14) | 0.6 | 135 | |
| (15) | 0.3 | 77 | |
| (16) | 0.4 | 24 | ファンネル部 |
| (17) | 0.9 | 11 | |
| (18) | 1.0 | 45 | |
| (19) | 1.9 | 126 | ファンネル部 |
| (20) | 0.3 | 40 | |
| (21) | 0.3 | 184 | |
| (22) | 0.3 | 74 | |
| (23) | 1.8 | 139 | |
| (24) | 2.5 | 165 | |
| (25) | 6.4 | 645 | 隙間部 |
| (26) | 8.0 | 1030 | 隙間部 |
| (27) | 12 | 1410 | |
| (28) | 1.0 | 317 | 隙間部 |
| (29) | 2.0 | 926 | |
| (30) | 3.7 | 625 | 隙間部 |

| 測定箇所 | γ※1 | β+γ※2 | 備考 |
|---|---|---|---|
| (31) | 1.0 | 73 | |
| (32) | 3.9 | 343 | |
| (33) | 4.5 | 156 | ファンネル部 |
| (34) | 3.2 | 102 | |
| (35) | 0.6 | 58 | |
| (36) | 0.6 | 106 | |
| (37) | 2.3 | 133 | |
| (38) | 5.2 | 302 | |
| (39) | 0.3 | 42 | |
| (40) | 1.1 | 98 | |
| (41) | 2.2 | 105 | |
| (42) | 0.5 | 42 | |
| (43) | 0.5 | 130 | |
| (44) | 0.2 | 45 | |
| (45) | 0.2 | 62 | |
| (46) | 0.1 | 68 | |
| (47) | 1.5 | 204 | |
| (48) | 12 | 930 | |
| (49) | 13 | 3060 | 隙間部 |
| (50) | 7.1 | 1220 | |
| (51) | 8.0 | 247 | |
| (52) | 15 | 2720 | 隙間部 |
| (53) | 5.0 | 508 | |
| (54) | 6.0 | 769 | ファンネル部 |
| (55) | 3.0 | 281 | ファンネル部 |
| (56) | 8.6 | 503 | ファンネル部 |
| (57) | 1.1 | 79 | |
| (58) | 0.6 | 173 | |

Figure 6 Surface γ-ray dose of the operation floor measured with collimator

## 3. まとめ

放射線工学分野における活動の例として、放射線遮蔽と放射線測定器の知見を用いて行った「シールドプラグ隙間の Cs-137 沈着放射能の推定」を紹介した。1F では、今後とも原子炉建屋内を含め様々な箇所で同様の「放射能」の推定が必要である。対象となる場所は、状況が不明な箇所が多く、得られる情報（可能な測定法）も限られている。具体的な対応策については様々な制約があると思われるが、放射線工学分野の研究者が、その経験を生かして、貢献することが望まれる。

References

1. H. Hirayama, K. Kondo, S. Suzuki, Y. Tanimura, K. Iwanaga, H. Nagata, “Investigation of Main Radiation Source above Shield Plug of Unit 3 at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station”,Presented at 13th International Conference on Radiation Shielding & 19th Topical Meeting of the Radiation Protection and Shhielding Division, 03-06 Oct 2016, Paris, France.

2. 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会、“東京電力福島第一原子力発電所　事故の調査・分析に係る中間取りまとめ～2019 年 9 月から 2021 年 3 月までの検討～”。2021 年 3 月 5 日

3. 東京電力ホールディングス株式会社、“2 号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果について～残置物移動・片付後～”、経済産業省　廃炉・汚染水対策チーム会合/医務局会議(第 63 回)資料 3-2-4，2019 年 5 月 20 日。

4. H. Hirayama, Y. Namito, A. F. Bielajew, S. J. Wilderman, W.R. Nelson, “The EGS5 Code System”, SLAC-R-730 (2005) and KEK Report 2005-8 (2005).

5. Y. Namito, H. Nakamura, A, Toyoda, K. Iijima, H. Iwase, S.Ban and H. Hirayama, "Transformation of a system consisting of plane isotropic source and unit sphere detector into a system consisting of point isotropic source and plane detector in Monte Carlo calculation", J. Nucl. Sci. Technol, 49 , 167-172 (2012)

6 波戸　芳仁、平山　英夫、“線源と検出器の形状変換の拡張”、1D01，日本原子力学会 2021 年春の年会、2021 年 3 月 17-19 日

2021年秋の大会

放射線工学部会企画セッション

# 福島原発事故後 10 年間の放射線工学分野における活動と今後の展望

Activities in the field of radiation engineering for 10 years after the 1F accident and future prospects

## （4）議論

(4) Discussion

（座長）佐藤 優樹[1]

[1]原子力機構 廃炉環境国際共同研究センター

2011 年 3 月に発生した東日本大震災に起因する東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から、今年で 10 年が経過した。その間、1F サイト内では除染・フェーシング等の実施により、構内の殆どが一般作業服で作業できるエリア（G ゾーン）となり、防護装備の軽減化が達成されている。その一方で、原子炉建屋内を含む高線量率エリアにおける放射能分布測定の効率化や、炉心からの燃料デブリ取り出し及び継続して発生する汚染水の処理・処分等、廃炉に向けた課題は数多く残されている。

本セッションでは、「福島原発事故後 10 年間の放射線工学分野における活動と今後の展望」というテーマで、廃炉作業の現状及び関連した計測・遮蔽分野の研究開発に関する講演 3 件を設けるとともに、これらを総括して議論する時間を併せて設ける。

議論では、東電 HD 高平史郎氏から、今後の廃炉作業における課題・対応方針を踏まえたニーズをご提示いただくとともに、福島大 鳥居建男氏、KEK 平山英夫氏より、放射線の強度分布を可視化してマッピングする放射線イメージングに関するこれまでの研究開発事例、ならびに放射線遮蔽の知見を活用することによる Cs-137 の沈着量推定についてご紹介いただく。併せて、本セッションの参加者とともに、産学官が有する放射線計測ならびに遮蔽に関する技術について、どのように廃炉作業に適用可能であるかについて、今後の展望を交えて議論を実施したい。

* Yuki Sato[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator, Beam and Medical Technologies | 202-4 Medical Use of Quantum Beam

# [3H08-10] RI Production for Medicine

chair: Keisuke Maehata (Teikyo Univ.)

Fri. Sep 10, 2021 2:45 PM - 3:40 PM Room H

## [3H08] Scale up experiment of A-225 production using an electron accelerator

*Takahiro Tadokoro[1], Mizuho Maeda[1], Kento Nishida[1], Yuichiro Ueno[1], Takahiro Watanabe[2], Takahiro Sasaki[2], Masaharu Ito[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Kenji Shirasaki[4], Shun Sekimoto[5] (1. Hitachi, Ltd., R&D Group, 2. Hitachi, Ltd., Smart Life Business Management Division, 3. Research Center for Electron Photon Science, Tohoku University, 4. Institute for Materials Research, Tohoku University, 5. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

2:45 PM - 3:00 PM

## [3H09] Scale up experiment of Ac-225 production using an electron accelerator

*Mizuho Maeda[1], Takahiro Tadokoro[1], Kento Nishida[1], Yuichiro Ueno[1], Takahiro Watanabe[2], Takahiro Sasaki[2], Masaharu Itoh[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Kenji Shirasaki[4], Shun Sekimoto[5] (1. Hitachi, Ltd., Research &Development Group, 2. Hitachi, Ltd., Smart Life Business Management Division, 3. ELPH, Tohoku Univ., 4. IMR, Tohoku Univ., 5. KURNS)

3:00 PM - 3:15 PM

## [3H10] Study on Ac-225 radiopharmaceutical production from Ra-226 by using an electron LINAC: Update of Ra-226 target development and thermal design

*Kunihiro Miyoshi[1], Kotaro Nagatsu[2], Hisashi Suzuki[2], Masafumi Ozeki[1], Hidetoshi Kikunaga[3], Shigeru Kashiwagi[3], Ryohei Terabayashi[1], Masahiro Sakurai[1], Mitsuru Uesaka[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. iQMS-QST, 3. Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 電子線形加速器を利用した Ac-225 製造スケールアップ試験
# (1) Ra-226 試料作製及び制動放射線照射試験

Electron beam energy dependence of Ac-225 production amount using an electron accelerator
(1) Ra-226 sample preparation and bremsstrahlung irradiation test

*田所 孝広[1], 前田 瑞穂[1], 西田 賢人[1], 上野 雄一郎[1], 可児 祐子[1], 渡辺 敬仁[2], 伊藤 雅春[2]
佐々木 貴裕[2], 菊永 英寿[3], 柏木 茂[3], 白崎 謙次[4], 大槻 勤[5], 関本 俊[5], 稲垣 誠[5]
[1]日立研開, [2]日立ライフ事業統括本部, [3]東北大電子光, [4]東北大金研, [5]京大複合研

アルファ線内用療法(TAT:Targeted Alpha Therapy)用核種として有望な Ac-225 に関して、小型高製造効率化が期待される電子線形加速器を利用した製造システムを検討している。本研究では、基礎試験の約 1000 倍(50MBq)の Ra-226 原料を用いたスケールアップ試験の Ra-226 試料作製及び照射試験について報告する。
**キーワード**：アルファ線内用療法, 医療用放射性核種, Ra-226, Ac-225, 電子線形加速器

## 1. 緒言

本手法は、電子線形加速器により加速した電子を制動放射線発生用ターゲットに照射することで生成する制動放射線と Ra-226 原料との核反応である Ra-226(γ,n)Ra-225 反応で生成する Ra-225 のβ崩壊により Ac-225 を製造する方法である。上記反応断面積には、実験値が存在せず、理論値のみであることから、実験による Ac-225 製造量の評価が必要である。

## 2. 試料作製、及び、照射試験条件

図１に Ra-226・$Cl_2$試料を示す。東北大学金属材料研究所アルファ放射体実験室保有の Ra-226 原料(塩酸溶液)から、50MBq 分の溶液を分取し、石英容器内で蒸発乾固させた後、封止した。

東北大学電子光理学研究センターで実施した照射試験の様子を図２に示す。石英容器の万が一の破損を考え、Rn-222 飛散防止用ハウジング内に試料を設置した。電子ビームエネルギー44.5MeV、平均加速電流値 149.5μA、照射時間 6 時間、ビーム形状は、水平方向の標準偏差 3.8㎜、垂直方向の標準偏差 2.6㎜ のガウス分布形状であった。

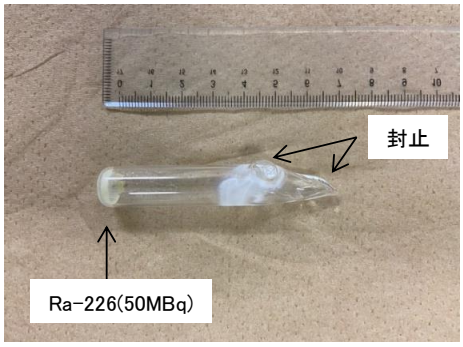


図1 Ra-226・$Cl_2$試料

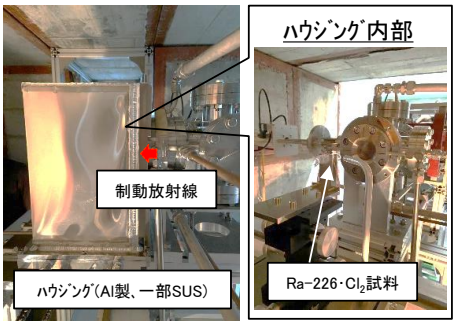


図2 照射試験の様子

## 3. 結果・考察

試料及び照射試験条件をもとに、理論反応断面積を用いて評価した Ac-225 製造量は、252kBq(Ac-225 量が最大となる照射開始から 421.6 時間後)であり、基礎試験の約 1000 倍であった。

*Takahiro Tadokoro[1], Mizuho Maeda[1], Kento Nishida[1], Yuichiro Ueno[1], Yuko Kani[1], Takahiro Watanabe[2], Masaharu Ito[2], Takahiro Sasaki[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Shigeru Kashiwagi[3], Kenji Shirasaki[4], Tsutomu Ohtsuki[5], Shun Sekimoto[5], Makoto Inagaki[5]
[1]Hitachi, Ltd. Research & Development Group., [2]Hitachi, Ltd. Smart Life Business Management Division, [3]Research Center for Electron Photon Science, Tohoku University, [4]Institute for Materials Research, Tohoku University, [5]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University.

# 電子線形加速器を利用した Ac-225 製造スケールアップ試験
# (2) Ac-225 の分離精製及び定量評価

Electron beam energy dependence of Ac-225 production amount using an electron accelerator
(2) Separation, purification and quantitative evaluation of Ac-225

*前田 瑞穂[1], 田所 孝広[1], 西田 賢人[1], 上野 雄一郎[1], 可児 祐子[1], 渡辺 敬仁[2], 伊藤 雅春[2]
佐々木 貴裕[2], 菊永 英寿[3], 柏木 茂[3], 白崎 謙次[4], 大槻 勤[5], 関本 俊[5], 稲垣 誠[5]
[1]日立研開, [2]日立ライフ事業統括本部, [3]東北大電子光, [4]東北大金研, [5]京大複合研

アルファ線内用療法(TAT:Targeted Alpha Therapy)用核種として有望な Ac-225 に関して、小型高製造効率化が期待される電子線形加速器を利用した製造システムを検討している。本研究では、基礎試験の約 1000 倍(50 MBq)の Ra-226 原料を用いたスケールアップ試験を実施し、Ac-225 の分離精製及び定量評価を行った。
**キーワード**：アルファ線内用療法, 医療用放射性核種, Ra-226, Ac-225, 電子線形加速器

## 1. 緒言

本手法は、電子線形加速器により加速した電子を制動放射線発生用ターゲットに照射することで生成する制動放射線と Ra-226 原料との核反応である Ra-226(γ,n)Ra-225 反応で生成する Ra-225 のβ崩壊により Ac-225 を製造する方法である。上記反応断面積には、実験値が存在せず、理論値のみであることから、実験による Ac-225 製造量の評価が必要である。

## 2. 分離精製、及び、定量評価方法

分離精製は、東北大学金属材料研究所アルファ放射体実験室において、複数の抽出クロマトグラフィ用レジンを用いて実施した。分離精製後の試料のガンマ線スペクトルを図 1 に示す。Ac-225 の子孫核種である Fr-221 及び Bi-213 からのガンマ線のピークを確認した。Ac-225 と放射平衡になっている Bi-213 からのガンマ線のピーク計数率の測定結果から Ac-225 量を導出した。

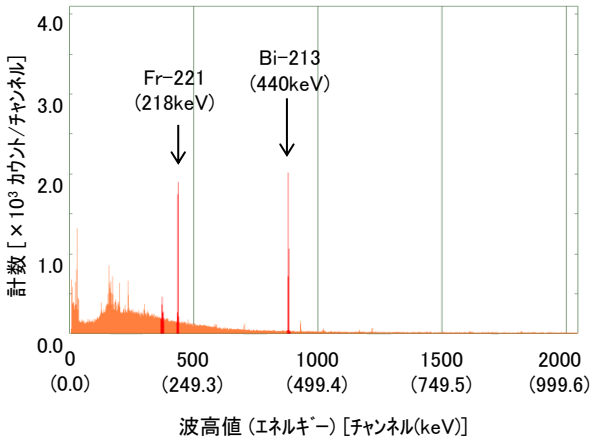



図1 ｶﾞﾝﾏ線ｽﾍﾟｸﾄﾙ

## 3. 結果・考察

分離精製後の Ac-225 量の測定値は 366 kBq であり、Ac-225 の半減期を考慮した測定時刻における理論断面積を用いた計算値 251 kBq の 1.46 倍であった。基礎試験においても、計算値よりも実験値が大きかったことから、実際の断面積よりも理論断面積が小さい可能性がある。また、Ra-226 原料の厚さによっても Ac-225 製造量が変わることから、原料の厚さが不均一であった可能性も考えられる。

*Mizuho Maeda[1], Takahiro Tadokoro[1], Kento Nishida[1], Yuichiro Ueno[1], Yuko Kani[1], Takahiro Watanabe[2], Masaharu Ito[2], Takahiro Sasaki[2], Hidetoshi Kikunaga[3], Shigeru Kashiwagi[3], Kenji Shirasaki[4], Tsutomu Ohtsuki[5], Shun Sekimoto[5], Makoto Inagaki[5]
[1]Hitachi, Ltd. Research & Development Group., [2]Hitachi, Ltd. Smart Life Business Management Division, [3]Research Center for Electron Photon Science, Tohoku University, [4]Institute for Materials Research, Tohoku University, [5]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University.

# 電子線形加速器と Ra-226 を用いた Ac-225 放射性医薬品生成の検討: 固体 Ra-226 ターゲットの開発と熱耐久試験

Study on Ac-225 radiopharmaceutical production from Ra-226 by using an electron LINAC: Update of Ra-226 target development and thermal design

*三好 邦博[1], 永津 弘太郎[2], 鈴木 寿[2], 尾関 政文[1],
菊永 英寿[3], 柏木 茂[3], 櫻井 政宏[1], 寺林 稜平[1], 上坂 充[1], 長谷川 秀一[1]
[1]東大, [2]量研•量医研, [3]東北大

標的 α 線治療用の核種として注目される Ac-225 を、Ra-226 と電子線形加速器を利用して生成するための原理実証を進めている。今回、Ra-226 ターゲット容器を改良し、メッキ試験と熱耐久試験を実施した。

**キーワード**：標的α線治療, Ra-226, Ac-225, 電子線形加速器, 熱設計

## 1. 緒言

固体 Ra-226 を電子線形加速器で照射するためのターゲットシステムの開発を進めている。照射による放射化を考慮し基板材料は Al とし、照射ターゲットである Ra-226 の固定には電気メッキ法を採用した。

## 2. 金メッキターゲットの検討

従前の検討で Al メッキ基板へ Ba を電着すると、Al 表面に腐食が観察された。そこで、Al 基板に対して Ni および Au メッキを施し、安定した電着の再現と不純物の溶出を抑制する設計を考案した(図 1)。予備検討として Ra-226 を代替する Ba を用いた評価を行い、Au メッキ表面の腐食が無いことを確認した。




**図 1 開発中の金メッキターゲット**

## 3. 照射容器温度の実測と熱計算

東北大 ELPH にて、ビームエネルギー30 MeV, ビーム電流 70 μA の条件下で、照射中の容器表面温度を熱電対で測定した。Al の融点 660℃に対し、照射開始 4 時間経過時点での温度は 228℃となった。実験体系を PHITS と ANSYS で評価したところ(図 2)、熱伝達係数を 55.6 W/(m$^2$·K)にすることで、温度上昇が実験値と合致した。

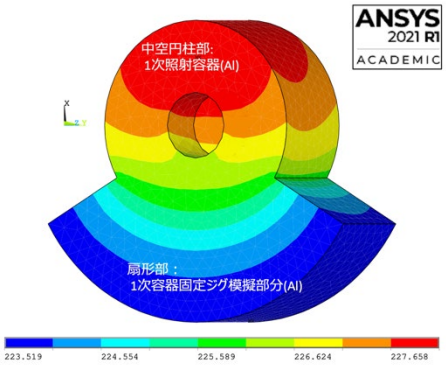



**図 2 ANSYS による熱計算結果**

## 4. 今後の予定

Ra-226 を用いた本試験を 2021 年度後半に予定しており、Ac-225 生成量や Ra-226 再回収効率、不純核の定量測定を行い、光核反応による Ac-225 製造実践のための基礎検討を進めていく。

## 参考文献

[1] Tatsuhiko Sato et al., Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, J. Nucl. Sci. Technol. 55(5-6), 684-690 (2018)

---

*Kunihiro Miyoshi[1], Kotaro Nagatsu[2], Hisashi Suzuki[2], Masafumi Ozeki[1], Hidetoshi Kikunaga, Shigeru Kashiwagi, Masahiro Sakurai[1], Ryohei Terabayashi[1], Mitsuru Uesaka[1], Shuichi Hasegawa[1]

[1]Univ. of Tokyo, [2]iQMS-QST, [3]Tohoku Univ.

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

# [3I01-05] Analysis Code Development

chair: Satoshi Takeda (Osaka Univ.)

Fri. Sep 10, 2021 9:30 AM - 11:00 AM Room I

## [3I01] Development of FRENDY/MG (3)Automated generation of background cross section set

*Akio Yamamoto[1], Tomohiro Endo[1], Kenichi Tada[2] (1. Nagoya Univ., 2. JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

## [3I02] Development of Nuclides Generation and Depletion Code "S-Decay" for Education

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

9:45 AM - 10:00 AM

## [3I03] Verification of burnup calculation capability of a code system CBZ

*Go Chiba[1], Hiroki Harada[1] (1. Hokkaido Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

## [3I04] Verification of burnup calculation capability of a code system CBZ

*Hiroki Harada[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

## [3I05] Development of SCOPE2, Core Calculation Code Based on 3-D Fine-Mesh Multi-Group Transport Calculation for PWR

*Kento Yamamoto[1], Yasuhiro Kodama[1], Hiroaki Nagano[1], Go Chiba[2] (1. NFI, 2. Hokkaido Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# FRENDY/MG の開発 (3)：バックグラウンド断面積点の自動生成

Development of FRENDY/MG (3) – Automated generation of background cross section set

*山本 章夫[1]，遠藤 知弘[1]，多田 健一[2]

[1]名古屋大学, [2]JAEA

中性子の多群断面積生成機能を有する FRENDY/MG に、多群断面積の自己遮蔽因子を適切に内挿できるバックグラウンド断面積点を自動生成する機能を追加した。

**キーワード：FRENDY/MG、中性子多群断面積、バックグラウンド断面積、自己遮蔽因子**

## 1. 緒言

多群断面積の自己遮蔽因子は、核種、エネルギー群、核反応タイプ、温度、バックグラウンド断面積に依存する複雑な関数である。そのため、多群断面積ライブラリを作成する際に様々な核種に対して適切なバックグラウンド断面積点を与えることは容易ではなく、多くの場合、核種をグループ分けした上で、それぞれのグループに対して経験的に与えられるバックグラウンド断面積点を入力することが一般的なアプローチである。また、多群断面積作成によく使用されている NJOY99 コードでは、バックグラウンド断面積点数が最大 10 点に制限されており、バックグラウンド断面積点の設定にあたっては、この点も考慮に入れる必要がある。以上の背景のもと、FRENDY/MG に適切なバックグラウンド断面積点を自動生成する機能を追加した。

## 2. 計算手順

(1)バックグラウンド断面積の最大値と最小値を入力。(デフォルト：$10^{-3}$～$10^{10}$ barns)

(2) (1)の範囲を log スケールで 10 等分割し、バックグランド断面積点の初期値とする。

(3) (2)の各バックグラウンド断面積点において、自己遮蔽因子の内挿誤差を評価する。内挿には線形あるいは monotone cubic interpolation を使用する。内挿誤差が判断基準より小さいバックグラウンド断面積点は削除する。削除されるバックグラウンド断面積点がなくなるまでこの手順を繰り返す。

(4) (3)で得られたバックグラウンド断面積点を両端とする各区間において、$\left(\sigma_{b,n}\right)^{w} \times \left(\sigma_{b,n+1}\right)^{1-w}, w = \frac{1}{4}, \frac{2}{4}, \frac{3}{4}$における内挿誤差を評価する。ここで、$\sigma_{b,n}$は $n$ 番目のバックグラウンド断面積点である。また、3 点で内挿誤差を評価しているのは、中点だけでは疑似収束する可能性があるためである。この 3 点において、内挿誤差を計算し、3 点の内、どれか一つでも内挿誤差が判断基準より大きい場合、$\sigma_{b,n}^{1/2}$をバックグランド断面積点に追加する。この操作を追加するバックグラウンド断面積点がなくなるまでこの手順を繰り返す。

## 3. 計算例

JENDL-4.0, -4.0u 全核種について、293 K, XMAS172 群構造における最適バックグラウンド点を計算した。判定基準は、自己遮蔽因子の最大内挿誤差が 1%、内挿方法は monotone cubic interpolation である。図 1 より、バックグラウンド断面積点数の最大は概ね 25 点であり、共鳴が少ない軽核種のバックグラウンド断面積点は、中・重核種に比べて少ないことなどが分かる。以上のことから、最大 25 点程度のバックグラウンド断面積点を取れば、内挿誤差 1%以下で実効断面積が計算できることが分かった。

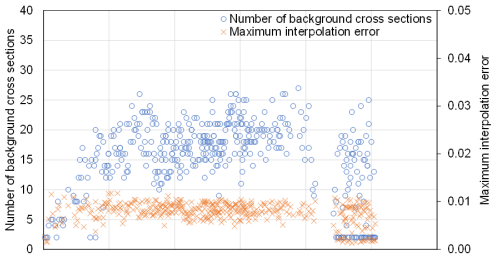



図 1 バックグランド断面積点数と自己遮蔽因子の最大内挿誤差

* Akio Yamamoto [1], Tomohiro Endo [1], Kenichi Tada [2]

[1] Nagoya University, [2]Japan Atomic Energy Agency

# 教育用の核種生成・崩壊計算コード S-Decay の開発

Development of Nuclides Generation and Depletion Code "S-Decay" for Education

*松村 哲夫[1]、亀山 高範[1]
[1]東海大

使い勝手のよい核種生成・崩壊計算コード「S-Decay」を Microsoft Excel＋VBA を用いて開発し、大学での授業に活用している。生成と崩壊の計算には Bateman 法を採用し、断面積ライブラリセット ORLIBJ40、JENDL/ DDF-2015 から抽出した個別γ線放出データの利用も可能である．大学での授業で学生は S-Decay を用いて使用済燃料の線源強度を自ら計算し、計算結果と教育用モンテカルロ法光子中性子輸送計算コード「S-Monte」を組み合わせて、遮蔽計算の基礎の理解を深めている。

**キーワード**：核種生成崩壊、S-Decay コード，教育、使い勝手、コード開発

**1. 背景・目的**　核種生成・崩壊計算コードとしては ORIGEN2.2 などが広く利用されているが、多機能なため、学生などの初学者には習熟と利用者登録の手続などが必要になる。また、γ線放出のエネルギー構造が 18 群に固定されて不便な面もある。このため、Microsoft Excel VBA を用いた使い勝手のよい核種生成・崩壊計算コード「S-Decay」を開発し、大学の授業で容易に利用可能とする。

**2. 計算手法**　核種生成と崩壊の計算には簡便な Bateman 法を利用し、重根、多重根などの問題には崩壊定数に 1.0001 などを掛ける僅かな補正を行い、循環問題については、循環を含む Bateman 法の燃焼チェインの計算段数を指定し、その影響を確認出来るようにして問題を回避している。断面積ライブラリセット ORLIBJ40[1)]などのデータを取り組み、JENDL 崩壊データファイル JENDL/ DDF-2015[2)]から抽出した個別γ線放出データの利用も可能で、任意のエネルギー群のγ線放出量の計算も可能である。

**3. コードの検証**　燃焼度 60GWd/t。冷却期間 2000 日までの 4.7%の PWR 使用済燃料からの質量、崩壊熱、ガンマ線、中性子放出量（自発中性子、(α, n)反応中性子）などについて、S-Decay の結果と ORIGEN2.2+ ORLIBJ40 の計算結果を比較し、教育用として充分な計算精度を持つことを検証した（図 1,2）．なお、0.7MeV（8 群）以下のガンマ線放出量では ORIGEN 型γ線データよりも個別γ線データの計算結果 S-Decay(Dis.) が ORIGE2.2 の計算結果とよく一致した。

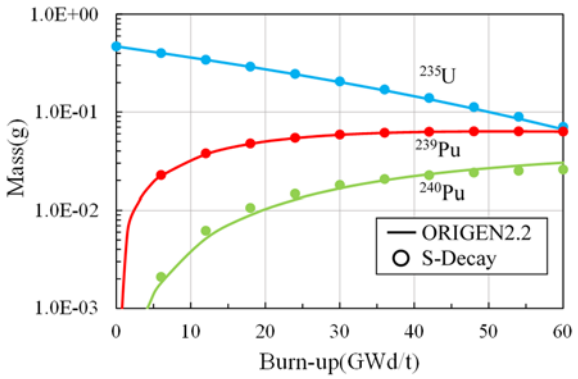



図 1　主要アクチニドの質量変化の比較

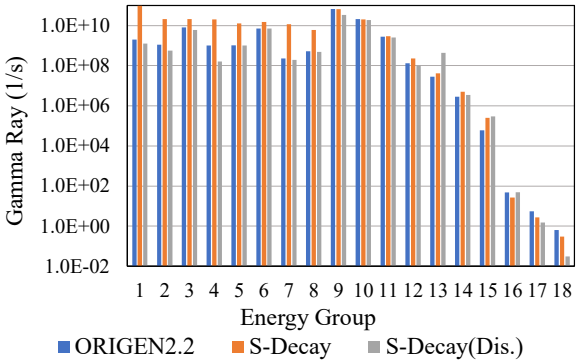



図 2　SF からのγ線放出データの比較

**4. 授業での活用**　本コードを東海大学原子力工学科の授業で使用し、使用済燃料からのγ線および中性子放出量を学生は自ら計算し、計算結果と教育用モンテカルロ法光子中性子輸送計算コード「S-Monte」[3)]を組み合わせて、遮蔽計算の基礎の理解を深めている。Excel＋VBA 上で動作し領域バランス加速を行う 1-3 次元中性子拡散計算コード「S-Dif」[4)] も活用し、教育訓練に活用するとともに，本コード[5)]も含め実践にも展開していきたい。

1) JAEA-Data/Code2012-032. 2) JAEA-Data/Code 2015-030. 3) 東海大学紀要工学部 Vol. 60, No. 1 (2020). 4) 東海大学紀要工学部 Vol. 60, No. 1 (2020). 5) 東海大学紀要工学部 Vol. 61, No. 1 (2021).

* Tetsuo MATSUMURA[1] and Takanori KAMEYAMA[1]　[1]Tokai University

# CBZ コードシステムの燃焼計算機能の検証(1)MVP-BURN コードとの比較

Verification of burnup calculation capability of a code system CBZ (1) Comparison with MVP-BURN

*千葉 豪[1]，原田 大輝[1]

[1]北海道大学

汎用炉物理コードシステム CBZ の燃焼計算機能の検証を目的として、軽水炉のピンセルモデルの燃焼問題を対象とした連続エネルギーモンテカルロ法に基づく燃焼計算コード MVP-BURN との比較を行った。

**キーワード**：燃焼計算、CBZ、MVP-BURN

**1. 背景**　北海道大学・原子炉工学研究室では、独自に汎用炉物理コードシステム CBZ の開発を進めている。CBZ は原子炉物理・放射線工学に関する種々の計算機能を有しており、軽水炉燃料の燃焼計算も可能である。これまでに特定の軽水炉燃料集合体の中性子増倍率に着目した検証を行った[1]が、本検討では種々の軽水炉燃料ピンセルモデルに対して中性子増倍率と核種生成量に着目した検証を行う。

**2. CBZ の燃焼計算機能**　CBZ では、軽水炉燃料を対象とした燃焼計算は、燃料ピンセル及び燃料集合体モデルに対して可能である。燃焼計算に必要となる反応率は、多群中性子輸送方程式の衝突確率法もしくは特性曲線法による数値解に基づいて計算する。多群断面積は Advanced Bondarenko[2]モデルにより評価する。可燃性毒物を含む体系に対しては、改良最適重み付け予測子・修正子法（AOWPC 法）[3]を用いることで計算効率の向上を図る。燃焼チェーンは任意の核種で構成されるものを利用可能であり、燃焼方程式の数値解は行列指数法と MMPA 法[4]を用いて得る。

**3. 検証計算結果**　ORLIB-J33[5]の軽水炉用ライブラリの作成に用いられたピンセルモデルを対象とし、中性子無限増倍率と核種数密度に着目した。参照解は MVP-BURN により計算し、CBZ と MVP-BURN のいずれの計算においても JENDL-4.0 に基づく反応断面積データ、193 の FP からなるチェーンを用いた。20、40GWD/t 時点での主要な核種の数密度について、CBZ 計算値の MVP-BURN 計算値に対する相対差を Fig. 1 に示す。Cm-245、-246 において 10%を超える過少評価が観察されるものの、それ以外の主要な核種については 10%以内で一致することを確認した。

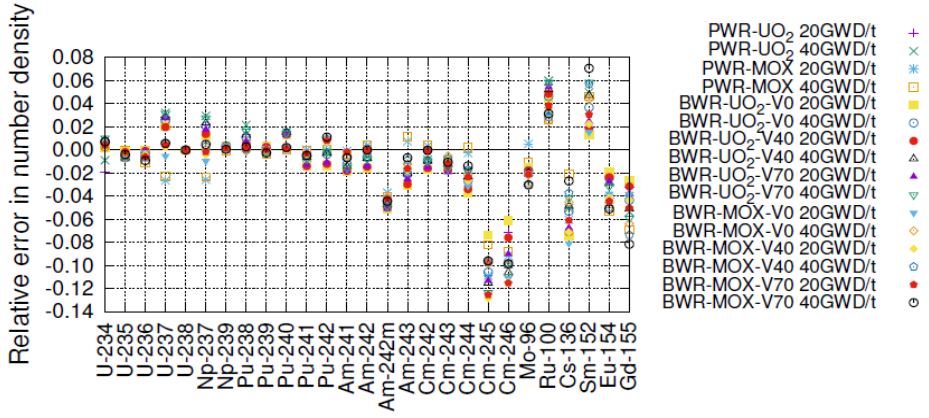



Fig. 1　Relative errors in nuclide number densities calculated with CBZ to the references

**参考文献**　[1] S. Okumura, et al., Proc. of RPHA17. [2] G. Chiba, et al., ANE 96, p.277. [3] J. Sasuga, et al., JNST (accepted). [4] Y. Kawamoto, et al., ANE 80, p.21. [5] JAERI-Data/Code 2004-015.

**謝辞**　本研究は原子力規制庁の委託事業の成果である。

* Go Chiba [1], Hiroki Harada [1]

[1] Hokkaido University

# CBZ コードシステムの燃焼計算機能の検証
# (2)一般化最小二乗法を用いた誤差要因の推定

Verification of burnup calculation capability of a code system CBZ

(2)Error-source identification using the generalized least squares method

*原田 大輝[1]，千葉 豪[1]

[1]北海道大学

MVP-BURN の結果に対する CBZ/Burner の数密度の誤差を計算し、数密度の断面積に対する感度を用いて一般化最小二乗法によって実効断面積を修正することで、どの実効断面積が誤差に影響を与えるか特定することを試みた。

**キーワード**：CBZ、燃焼計算、MVP-BURN、一般化最小二乗法、核分裂断面積、捕獲断面積

**1. 背景**　(1)で、種々の軽水炉燃料ピンセルモデルにおける核種数密度の、MVP-BURN の結果に対する CBZ/Burner の誤差を整理した。アクチニドの核分裂と捕獲反応及び FP の捕獲反応の実効断面積は、アクチニドや FP の数密度誤差の主要因であり、感度を用いて実効断面積評価が数密度誤差に与える影響を調べることが出来る。CBZ では核種生成量の断面積に関する感度を計算することができるため、その機能を用いた。

**2. 検証結果**　決定論的手法に基づく燃焼計算における計算誤差が実効断面積の計算誤差のみによって記述できると仮定する。そこで、PWR ピンセルで $UO_2$ 燃料を 45GWD/t まで燃焼した時点の各核種の背景断面積を取得した。この背景断面積を±10%変動させたときの共鳴自己遮蔽因子の相対変動量を 107 群の実効断面積に想定する相対誤差として仮定する。U-238 の捕獲断面積については、Pu-239 の数密度誤差が一般化最小二乗法の適用後に大きくなることがないように想定する相対誤差を 0%とした。断面積を修正した後の CBZ/Burner の計算する数密度が MVP-BURN のものとできる限り一致するという条件の下で一般化最小二乗法を適用した。一般化最小二乗法の適用によってアクチニド、FP の実効断面積が修正され、数密度誤差が修正された。適用後の CBZ 計算値の MVP-BURN 計算値に対する相対差を Fig.1 に示す。次に各実効断面積の変動量が核種の数密度をどれだけ変動させたかを調べた。Sm-152 の捕獲反応の実効断面積では 55 群と 56 群が大きく変動しており、Sm-152、Eu-154、Gd-155 の数密度の変動はこの実効断面積の変動による寄与が大きいことが分かった。

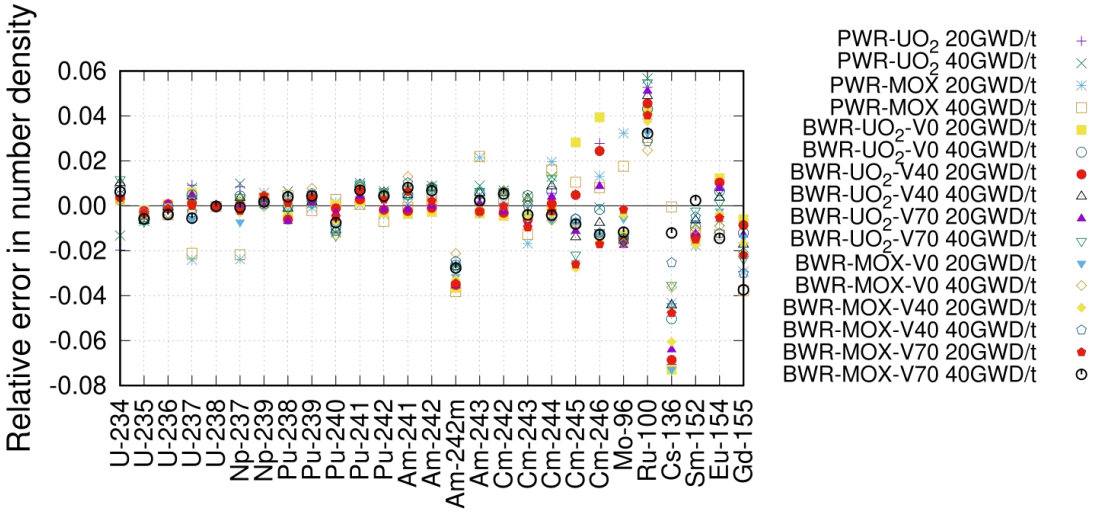



Fig.1 Relative errors in nuclide number densities calculated with CBZ after applying generalized least squares method to the references

* Hiroki Harada [1], Go Chiba [1]

[1] Hokkaido University

# 3 次元詳細メッシュ多群輸送計算に基づく PWR 炉心計算コード SCOPE2 の開発 （15）改良最適重み付け予測子・修正子法の適用

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

(15) Application of Advanced Optimally-Weighted Predictor-Corrector Method

*山本 健士[1]，小玉 泰寛[1]，長野 浩明[1]，千葉 豪[2]

[1]原子燃料工業，[2]北海道大学

PWR 炉心計算コード SCOPE2 において，ガドリニア入り燃料を含む燃焼計算における燃焼ステップの離散化誤差を低減するため，改良最適重み付け予測子・修正子法を適用した。2 次元単一集合体体系及び 3 次元炉心体系における検証計算を実施し，燃焼ステップの離散化誤差が低減されることを確認した。

**キーワード**：SCOPE2，ミクロ燃焼補正モデル，ガドリニア入り燃料，改良最適重み付け予測子・修正子法

**1. 緒言**　PWR 炉心計算コード SCOPE2 は，ミクロ燃焼補正モデルを採用しており，3 次元燃料棒単位で原子数密度を陽に取扱うミクロ燃焼計算を行い，燃焼履歴効果を考慮する。ここで，ガドリニア（Gd）入り燃料を含む燃焼計算では，燃焼ステップを粗くした場合には離散化誤差の影響が無視できず，SCOPE2 による取替炉心設計では詳細な燃焼ステップを設定している。一方，取替炉心設計においては，短期間に多数の燃料装荷パターンに対する炉心計算を行う必要があり，炉心計算の高速化が求められる。先行研究[1]において，可燃性毒物に対し燃焼ステップの離散化誤差を低減する，改良最適重み付け予測子・修正子（Advanced Optimally-Weighted Predictor Corrector，AOWPC）法が開発された。そこで，本研究では，AOWPC 法を SCOPE2 に適用し，燃焼ステップの離散化誤差の低減による炉心計算の高速化を試みた。

**2. 計算モデル**　AOWPC 法は，可燃性毒核種の燃焼計算を簡易問題に近似し，簡易問題の厳密解相当の解を求めることで，PC 法における Predictor 計算と Corrector 計算の最適重みを設定する手法である。SCOPE2 の燃焼計算部において，最適重みを計算する処理を追加し，AOWPC 法を適用した。

**3. 検証結果**　2 次元単一集合体体系及び 3 次元炉心体系を対象に検証を行った。参照解には，燃焼ステップを 125MWd/t 刻みとした PC 法の SCOPE2 の計算結果を使用した。検証計算により，AOWPC 法を適用することで燃焼ステップの離散化誤差が低減されることを確認した。2 次元単一集合体体系及び 3 次元炉心体系の検証結果の例をそれぞれ図 1 及び図 2 に示す。口頭発表では，図 1 及び図 2 以外の条件における検証結果や，3 次元炉心体系における集合体単位／燃料棒単位の出力分布の検証結果についても報告する。

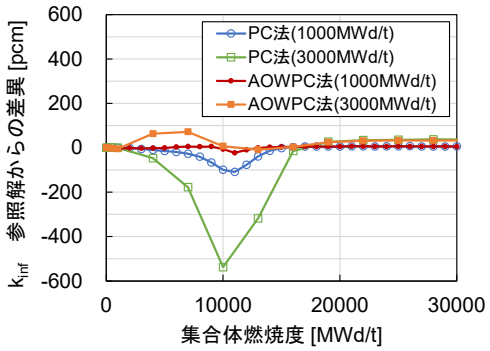



図 1　2 次元単一集合体体系の検証結果
（濃縮度 4.1wt%，Gd 濃度 6wt%）

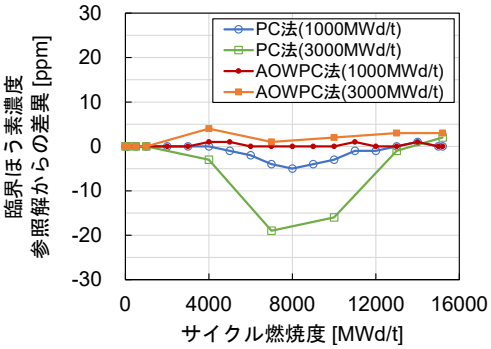



図 2　3 次元炉心体系の検証結果
（3 ループ平衡炉心，
濃縮度 4.1wt%，Gd 濃度 6wt%，
取替体数:ウラン 28 体，Gd 32 体）

**参考文献**

[1] J. Sasuga, *et al., J. Nucl. Sci. Technol.*, (to be published)

*Kento Yamamoto[1], Yasuhiro Kodama[1], Hiroaki Nagano[1] and Go Chiba[2]

[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd., [2]Hokkaido University

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

# [3I06-08] Cross Section Adjustment

chair: Go Chiba (Hokkaido Univ.)

Fri. Sep 10, 2021 11:00 AM - 11:55 AM Room I

## [3I06] Development of Mitsubishi FBR Nuclear Design Code System GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ

*Koichi Ieyama[1], Hiroki Koike[1], Koji Asano[1], Yohei Kamiyama[2] (1. MHI, 2. MFBR)

11:00 AM - 11:15 AM

## [3I07] A Nuclear Data Adjustment Method based on a Deterministic Sampling Method

*Yuhei Fukui[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] (1. Nagoya University)

11:15 AM - 11:30 AM

## [3I08] Discussion on necessity of adjustment for all cross-sections and covariances in cross-section adjustment method

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1] (1. Osaka University)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 三菱 FBR 核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ の開発
# (9) ランダムサンプリング法に基づく拡張炉定数調整法

Development of Mitsubishi FBR Nuclear Design Code System GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ
(9) Extended Cross-Section Adjustment Method based on Random Sampling Technique

*家山 晃一[1]，小池 啓基[1]，浅野 耕司[1]，上山 洋平[2]
[1]MHI, [2]MFBR

高速炉の核特性不確かさを低減するため、ランダムサンプリング法（RS）に基づく拡張炉定数調整法を開発した。単一集合体体系の無限増倍率を対象に検証した結果、一般化摂動論（PT）に基づく拡張炉定数調整法と同等の不確かさ低減効果が得られ、本手法の有効性を確認した。

**キーワード:**GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ、高速炉、不確かさ低減、炉定数調整法、ランダムサンプリング法

## 1. 緒言

MHI は、FBR 核設計コードシステム GALAXY-H/ENSEMBLE-TRIZ を用いた高速炉炉心設計にあたり、核特性の不確かさの定量化及び低減に取り組んでいる。本研究では、一般化摂動論（PT）で必要な感度係数評価用の随伴中性子束、一般化中性子束及び一般化随伴中性子束が不要で、燃料棒局所出力を含むすべての核特性について、不確かさを簡単に取り扱うことができる RS[1]に基づく拡張炉定数調整法を開発した。

## 2. 手法

本手法は、実験体系と設計対象炉心の相関を考慮することで、設計対象炉心の核特性不確かさを低減可能な拡張炉定数調整法をベースとする。PT に基づく拡張炉定数調整法[2]と同様、中性子増倍率、反応度価値及び反応率比等の核特性不確かさを低減できる。RS に基づく拡張炉定数調整法の調整後核データ共分散$W'$は、次式の通り導出され、感度係数を使用することなく上記核特性の不確かさを取り扱うことが可能である。

$$W' = W + \left[\frac{1}{N}\Delta T\Delta R_1{}^T + \Delta T\Delta R_2^+ V_m^{12T}\right]\left[\frac{1}{N}\Delta R_1\Delta R_1^T + V_{e1} + V_{m1}\right]^{-1}\left[\Delta T\Delta R_2^+ V_m^{12T}\right]^T$$
$$-\frac{1}{N}\Delta T\Delta R_1{}^T\left[\frac{1}{N}\Delta R_1\Delta R_1^T + V_{e1} + V_{m1}\right]^{-1}\left[\frac{1}{N}\Delta T\Delta R_1{}^T + \Delta T\Delta R_2^+ V_m^{12T}\right]^T$$

添え字 1：実験体系、添え字 2：設計対象炉心、$W$：調整前の核データ共分散、
$\Delta T$：RS に基づく断面積摂動量、$\Delta R$：断面積摂動による核特性変化量、
$\Delta R^+$：$\Delta R$に対する Moore-Penrose 一般化逆行列、$N$：RS のサンプル数、$V_e$：測定起因不確かさ、
$V_m$：手法起因不確かさ、$V_m^{12}$：体系間の相関を考慮した手法起因不確かさ

## 3. 機能検証

Na 冷却高速炉における MOX 単一集合体体系（設計対象）の無限増倍率を対象に、実験体系と設計対象のデータを用い、拡張炉定数調整法に基づき核データ起因の不確かさを低減した。表に示す通り、RS 手法による不確かさは PT 手法と同等となり、その有効性を確認できた。

表　無限増倍率への適用結果(単位：%Δk/k)

| 共分散調整の有無 | PT | RS |
|---|---|---|
| なし | 0.67 | 0.63 |
| あり（拡張炉定数調整法） | 0.14 | 0.14 |

・実験体系：集合体ピッチ約 10cm の六角集合体
・設計対象：集合体ピッチ約 20cm の六角集合体
・$\sqrt{V_{m1}} = 0.1\%\Delta k/k$、$\sqrt{V_m^{12}} = 0.07\%\Delta k/k$ を入力

## 4. 結言

RS に基づく拡張炉定数調整法を開発し、検証を通じて本手法の有効性を確認した。今後、高速炉全炉心体系の核特性に適用し、FBR 核設計コードの核特性不確かさ評価に対する本手法の適用性を確認する。

## 参考文献

[1] T. Watanabe, et. al., “Cross section adjustment method based on random sampling technique,” J. Nuc. Sci. Tech., Vol. 51, 590, 2014.
[2] K. Yokoyama, et. al., “Extended cross-section adjustment method to improve the prediction accuracy of core parameters,” J. Nuc. Sci. Tech., Vol. 49, 1165, 2012.

* Koichi Ieyama[1], Hiroki Koike[1], Koji Asano[1], Yohei Kamiyama[2], [1]MHI,[2]MFBR

# 決定論的サンプリングによる核データ調整法

A Nuclear Data Adjustment Method based on a Deterministic Sampling Method

*福井 悠平[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

Unscented 変換に基づく決定論的サンプリング法を用いた核データ調整法を開発した。従来の確率論的サンプリングを用いた手法と比較し、少ない計算コストでの核データ調整が実行可能であることを確認した。

**キーワード**：核データ調整法、データ同化、Unscented Transform、決定論的サンプリング

## 1. 緒言

従来の核データ調整法では、評価済み核データに対して、一般化摂動論による感度係数もしくは確率論的サンプリングによって、事後核データを推定する。後者の確率論的サンプリングによる核データ調整には、一般化摂動論による感度解析が困難な体系及び非線形性が強い問題への適用性がある一方、計算コストが比較的高い欠点があった。そこで、不確かさ評価の分野で用いられている Unscented Transform に基づく決定論的サンプリングに着目した。本研究では、決定論的サンプリングを用いた核データ調整により、ランダムサンプリングを用いた核データ調整の計算コストを削減可能かどうか検討した。

## 2. 提案手法の概要

核データセット$\vec{T}_0$とその分散共分散行列$\mathbf{M}$に対して、Unscented Transform のシグマ点に基づいた決定論的サンプリングにより、少ないサンプル数で$\mathbf{M}$を極力再現しつつ摂動後核データが正値となるよう、摂動後核データサンプル群$\vec{\mathcal{T}}_n$とその加重$w_n$を生成する。各$\vec{\mathcal{T}}_n$に対して数値計算を実施し核特性サンプル群$\vec{\mathcal{R}}_n$を求め、$w_n$を用いた加重付き共分散行列$\mathrm{cov}_w[\vec{\mathcal{T}}_n,\vec{\mathcal{R}}_n]$, $\mathrm{cov}_w[\vec{\mathcal{R}}_n,\vec{\mathcal{R}}_n]$を推定する。核データ調整基礎式における共分散項として$\mathrm{cov}_w[\vec{\mathcal{T}}_n,\vec{\mathcal{R}}_n]$, $\mathrm{cov}_w[\vec{\mathcal{R}}_n,\vec{\mathcal{R}}_n]$を利用することで、調整後核データ$\vec{T}_{\mathrm{adj}}$,$\mathbf{M}_{\mathrm{adj}}$を効率よく評価する。

## 3. 検証方法

検証方法として、確率論的サンプリングによって決定した仮想的な核データ真値$\vec{T}_{\mathrm{ref}}$を用意することで双子実験を実施した。核データ真値に対して核特性を数値計算した結果を仮想的な測定値とみなし、3 通りの核データ調整法(①感度係数を用いた手法(GLLS)、②確率論的サンプリングを用いた手法(RS)、③決定論的サンプリングを用いた手法(UT))を適用した。調整後核データセット$\vec{T}_{\mathrm{adj}}$,$\mathbf{M}_{\mathrm{adj}}$についてその尤度を$\chi^2=[\vec{T}_{\mathrm{adj}}-\vec{T}_{\mathrm{ref}}]^T\mathbf{M}_{\mathrm{adj}}{}^{-1}[\vec{T}_{\mathrm{adj}}-\vec{T}_{\mathrm{ref}}]$で評価し、核データ調整法ごとに比較することで提案手法の有効性について検証した。

## 4. 解析結果

ICSBEP 臨界ベンチマーク体系 Godiva において、$^{235}$U の核分裂断面積と放射捕獲断面積(56 群)を対象として、GLLS, RS, UT による核データ調整を実施した。核データ調整時の核特性測定値として、実効増倍率$k_{\mathrm{eff}}$及び $^{235}$U の核分裂反応率に対する反応率比($^{234}$U, $^{238}$U 核分裂反応率あるいは吸収反応率)の合計 5 つを用いた。GLLS で用いる感度係数には SCALE6.2.4/TSUNAMI-1D による解析結果、核特性計算には MCNP6.2 を用いた。それぞれの推定値の評価値$\chi^2$を図 1 に示す。提案手法を用いることで、より少ないサンプル数において尤もらしい核データ調整ができることが確認できた。

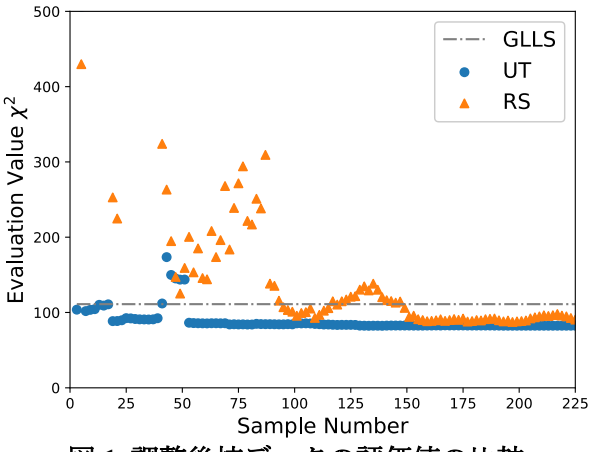



**図 1 調整後核データの評価値の比較**

**謝辞**　本研究は JSPS 科研費(21K04940)の助成による。

*Yuhei Fukui[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya University

# 断面積調整法の適用において<br>断面積及び共分散を全て調整する必要性に関する議論

Discussion on necessity of adjustment for all cross-sections and covariances in cross-section adjustment method

*竹田　敏[1]，北田　孝典[1]
[1]大阪大学

断面積調整法の適用において、断面積及び共分散を全て調整する必要性に関する議論をまとめる。

**キーワード：**断面積調整法，ベイズ推定

## 1. はじめに

断面積調整法は基本的に断面積及び共分散を全て調整する手法となる。一方で、著者らの検討により、一部の断面積とその共分散のみを調整しても不整合は生じないことを明らかにしている。本発表では、著者らのこれまでの検討をふまえて、断面積及び共分散を全て調整する必要性について議論する。

## 2. 議論

断面積調整法を用いる場合、核データ群$T$を調整した結果$T'$は以下のとおりとなる。

$$T' = T_0 + MG^t(V_e + V_m + GMG^t)^{-1}(R_e - R_c[T_0]). \quad (1)$$

ここで、$M$は核データの共分散行列、$G$は感度係数、$V_e$と$V_m$はそれぞれ実験値と計算値の分散、$T_0$は核データ群$T$の事前分布における期待値、$R_e$と$R_c$はそれぞれ実験値と計算値である。式(1)で得られる結果は、ベイズの理論により推定される結果を示しており、統計学の性質として常に妥当な値になるわけではないことに注意したい。特に、増倍率等の積分値から詳細な核データを推定することは不良設定問題としての性質が強くなる。よって、式(1)より核データとしての断面積を推定する場合は、推定した断面積の妥当性を個別に確認することが望ましい。ここで、推定した核データを個別に調整することを考える場合、以下の懸念が生じることが予想される。

① 式(1)は全ての核データを調整する前提で導出されており、個別に調整することを想定していない。
② 感度のある全パラメータの結果（実験値と計算値）を踏まえて事後分布を求めていることから、全パラメータの調整を行う必要があるのではないか。

まず、①に関して、著者らは従来の断面積調整法と同じ仮定を用いて、特定の核データ群$\boldsymbol{T}_{i,0}$をベイズ理論に基づき推定する式を導出した。特定の核データ群の推定結果として次式を得た[1]。

$$\boldsymbol{T}_i' = \boldsymbol{T}_{i,0} + \left(\boldsymbol{M}_{ii}\boldsymbol{G}_i^T + \boldsymbol{M}_{ij}\boldsymbol{G}_j^T\right)(\boldsymbol{V}_e + \boldsymbol{V}_m + \boldsymbol{GMG}^T)^{-1}(\boldsymbol{r}_e - \boldsymbol{r}_c[\boldsymbol{t}_0]). \quad (2)$$

ここで、添え字$j$は調整対象となる核データ群を除いた核データ群を示す。式(1)における核データ群$\boldsymbol{T}_i$に対応する要素が式(2)となる。このため、従来の断面積調整法(式(1))で特定の断面積を調整しても、ベイズ理論としての不整合は生じないことが確認できる。

式(2)が得られたことから、②に関して、ベイズ理論としては全パラメータの調整を行う必要がないことが確認できる。また、従来の断面積調整法においても、感度のある全パラメータを調整していないことに注意したい。断面積調整法では、実験値と計算値を用いているため、実験誤差と計算誤差についても感度がある。このため、従来の断面積調整法は、感度のあるパラメータのうち、核データのみを対象としてベイズ推定を行う手法と理解できる。なお、核データ、実験誤差、計算誤差のすべてをベイズ推定することも可能であり、この場合は、核データ、実験誤差、計算誤差間の共分散も調整される。よって、従来の断面積調整法は、全パラメータに対して推定できる共分散のうち、一部の共分散のみを調整する手法という位置づけにもなる。

[1] Satoshi Takeda, et. al., Cross-section adjustment method based on Bayesian theory for specific cross-section set, JNST, (2021).

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1], [1]Osaka Univ.

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

# [3I09-12] Advanced Reactor Characterization

chair: Hiroshi Akie (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 2:45 PM - 3:55 PM Room I

## [3I09] Study on plutonium consumption performance and generation cost of BWR using thorium fuel

*Tetsuya Inoue[1], Naoyuki Takaki[1] (1. TOKYO CITY UNIVERSITY)

2:45 PM - 3:00 PM

## [3I10] Optimization of LWR thorium fuel assembly to improve conversion ratio using Genetic Algorithms

*Taichi Takeishi[1], Takurou Matsuda[1], Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1] (1. Osaka Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

## [3I11] Effect of moderator loading on LLFP production in fast reactor

*Shinnosuke Yasuda[1], Naoto Aizawa[1], Tomohiko Iwasaki[1] (1. Tohoku Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

## [3I12] Evaluation of fast reactor core characteristics with even number mass Pu generated from MA transmutation by a fusion reactor

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

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# トリウム燃料を用いる BWR の Pu 消費性能と発電原価に関する研究

Study on plutonium consumption performance and generation cost of BWR using thorium fuel

*井上 徹也[1]，高木 直行[1]
[1]東京都市大学

Th 燃料を用いた熱炉は、U 燃料炉と比較し Pu の生成抑制が期待できる。本検討では、現行の軽水炉を対象とし、Th を母材とした MOX 燃料を装荷した際の燃焼特性、Pu 消費性能と発電原価に与える影響を評価した。

**キーワード：**Th-MOX 燃料，発電コスト, 沸騰水型軽水炉, 燃料サイクル費用, トリウム利用原子炉

**1.諸言**　余剰 Pu の有効利用法の一つとして、U を母材とする MOX 燃料(U-MOX)によるプルサーマル計画が進められている。しかし、U-MOX は炉内で Pu が消費されると同時に、母材の U から Pu が新たに生成される。これに対し、母材を Th に置き換えた MOX 燃料(Th-MOX)が利用可能であれば、炉内で新たに生成される Pu を抑制しつつ、効率的に Pu 燃焼を行えると期待できる。また Th 燃料を装荷した軽水炉は、通常の U 燃料炉と比較し、高い転換比を持つ傾向がある。この優れた転換性能により、長期間 fissile を維持しやすく、高燃焼度化が期待される。よって原子炉の経済性向上に繋がる可能性がある。本研究では、Th-MOX 燃料を用いる軽水炉の基礎的な炉心特性や、Pu 燃焼特性を明らかにし、その発電原価の評価を行った。

**2.評価方法**　福島第二原子力発電所 4 号機の 9×9 燃料集合体仕様を基にした 1 集合体無限体系にて解析を行った。燃焼解析にはモンテカルロコード MVP3.0 及び MVP-BURN、核データライブラリに JENDL-4.0 を用い、4 バッチ炉心での燃焼計算を行った。

発電原価の算出は、2015 年に OECD が実施した発電原価の試算方法である均等化発電原価方式(Levelized Cost of Energy : LCOE)に準拠した[2]。原子力発電では建設や廃炉などの費用の発生時期が大きく異なるため、現在価値への換算を行った。

検討ケースとして、現行の燃料である $UO_2$ 燃料のウラン濃縮度を 3.5%としたケース(I)、U-MOX 燃料の Pu 富化度を 6%としたケース(II)、Th-MOX 燃料の Pu 富化度を 5%としたケース(III)、同 10%のケース(IV)、同 15%のケース(V)、同 20%のケース(VI)の全 6 通りを設定した。

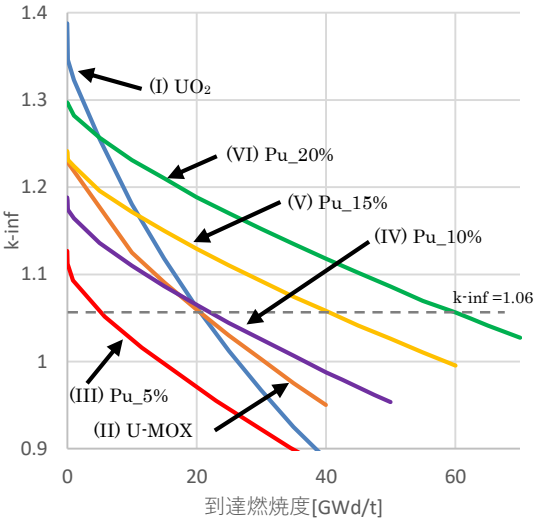



図 1 Th-MOX 燃料導入による到達燃焼度向上効果

**3.結果・考察**　Th-MOX の導入により、k-inf の初期値は低下し、燃焼に伴うその傾きは緩やかとなった(図 1)。これは Th-232 の吸収断面積が U-238 より大きく、fissile である U-233 への転換が活発なためと考えられる。この結果、燃焼日数が延長され、燃焼度が向上した。Pu 富化度 20%のケース(VI)では、燃焼日数が 2300 日、到達燃焼度は 57.5[GWd/t]となった。

Pu 消費量は、現行の U-MOX 燃料のケース(II)の 0.27 [kg/GWd]に対し、ケース(VI)では約 3 倍となる 0.79[kg/GWd]となった。

発電原価は、Pu 富化度増加に伴い、燃料費が減少することで低下する傾向となった(図 2)。ケース(VI)では、ケース(II)と比べ 1.4[円/kWh]燃料費が低減した。これは高燃焼度化により必要累積燃料量が減少したためである。

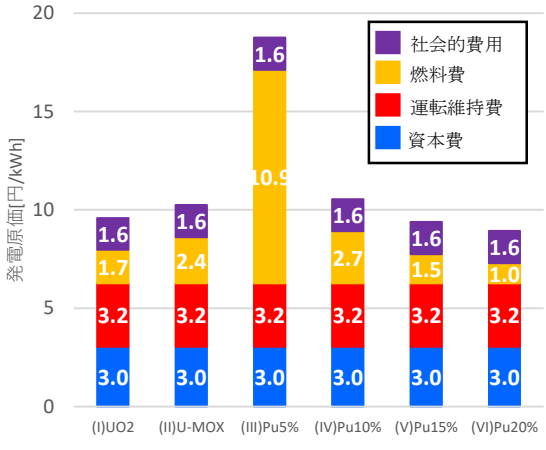



図 2 Th-MOX 燃料導入による発電コスト変化

**参考文献**

[1] IAEA Nuclear Energy Series, “Role of Thorium Supplement Fuel Cycles of Future Nuclear Energy Systems”(2012)
[2] OECD/NEA IEA, “Projected Costs of Generating Electricity 2015 Edition” (2015)

*Tetsuya Inoue[1], Naoyuki Takaki[1], [1]Tokyo City Univ.
※ 本検討は、中部電力からの受託研究で実施した。

# 転換比向上を目指した遺伝的アルゴリズムを用いる軽水炉用トリウム燃料集合体の最適化

Optimization of LWR thorium fuel assembly to improve conversion ratio using Genetic Algorithms

*竹石 太一[1]，松田 拓朗[1]，竹田 敏[1]，北田 孝典[1]

[1]大阪大学

軽水炉用トリウム燃料集合体の転換比を向上させるため、遺伝的アルゴリズムを用いて燃料棒配置の最適化を行った。集合体計算には SCALE システムに含まれる Polaris を用いた。結果をふまえ、転換比が高くなる燃料棒の配置の傾向やその考察を行った。

**キーワード：**トリウム燃料，転換比，遺伝的アルゴリズム

## 1. 緒言

トリウムは熱中性子領域での中性子再生率が高いため高転換軽水炉の燃料として考えられるが、通常用いられる軽水炉体系でトリウム燃料を用いても転換比は低い。これを改善するため、集合体のピン配置に着目し、転換比の高いピン配置の傾向を考察する。ピン配置は非常に多様な組み合わせが考えられるので、遺伝的アルゴリズムを用いて最適化を行った。

## 2. 計算条件

集合体の中性子計算には SCALE システム中の Polaris を用いた。核データライブラリは ENDF/B-VII.1(56 群ライブラリ)を用いた。燃料棒が 17×17 本で構成される軽水炉集合体の 1/8 対称ピン配置に対し、U233 を 1～4%、それ以外は Th232 という 4 種の組成のピンを自由に配置する条件を設定した。燃焼度 50GWd/t まで燃焼計算を行い、集合体全体の燃焼初期に対する燃焼終期の U233 の原子数密度を転換比として設定した。

遺伝的アルゴリズム中の評価関数は、「転換比*n」(燃焼計算中、どこかのステップにおいて集合体の無限増倍率が 1 を下回った場合 n=0, それ以外の場合 n=1) を用いた。二点交叉の発生確率は 0.6、突然変異確率は 0.4、トーナメントサイズは 3 に設定し、1 世代 200 個体で 50 世代分の進化計算を実行した。

## 3. 結果と考察

最適化の結果、無限増倍率が低く、その推移が平坦なピン配置が得られた。転換比は 0.917 となった。

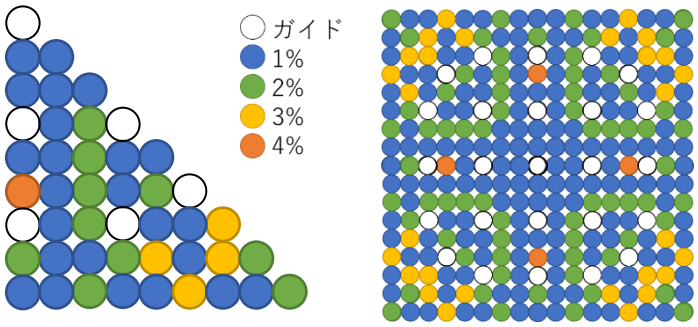



図 1,2　最適化されたピン配置（1/8 図,全体図）

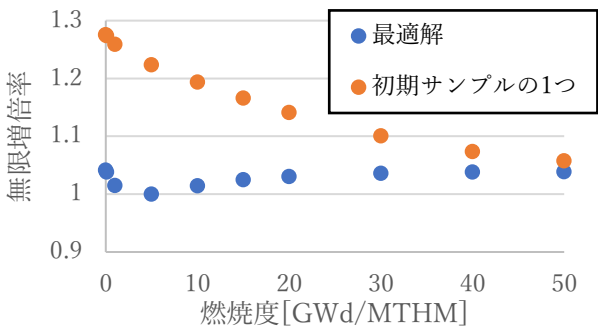



図 3　無限増倍率の推移

無限増倍率が低い方が Th232 の吸収が大きく、転換比は上がり U233 の数密度が増える。そのため今回の評価関数では、全体の無限増倍率が 1 を下回らないように濃縮度をできるだけ下げた配置が有利になる結果になった。

## 4. 今後の展望

燃焼期間平均の無限増倍率を考慮した評価関数を設定して最適化を行い、転換比を向上させる集合体設計について考察を深める。

*Taichi Takeishi[1], Takurou Matsuda[1], Satoshi Takeda[1] and Takanori Kitada[1]

[1]Osaka Univ.

# 高速炉における減速材装荷の LLFP 生成に与える影響

Effect of moderator loading on LLFP production in fast reactor

*安田 慎之介[1]，相澤 直人[1]，岩崎 智彦[1]
[1]東北大学

運転時の LLFP の生成量の低減を図ることを目的として、減速材を装荷した高速炉の燃焼解析を減速材の種類を変えて行い、LLFP の生成量や燃焼特性に与える影響を調査した。

**キーワード：**高速炉，LLFP，減速材

## 1. 緒言

長寿命核分裂生成物(LLFP)の低減化のために、LLFP ターゲットを高速炉に装荷し LLFP の核変換を図る方法があるが、本研究では、運転時に生成する LLFP が核変換されることによる高速炉運転後の LLFP の生成量の低減を目的として、装荷する減速材の種類を変えて燃焼解析を行い、LLFP の生成量や燃焼特性に与える影響を調査した。

## 2. 解析概要

もんじゅ高燃焼度炉心[1]を基準炉心とし、制御棒位置に径ブランケットピンと同形状の減速材ピンからなる減速材集合体を装荷し、燃焼解析を行った。装荷した減速材の種類は ZrH、ZrD、BeO、$^{11}B_4C$ の 4 種類である。燃焼期間は 370 日とし、解析には汎用炉心解析システム MARBLE2[2]を、格子計算に SLAROM-UF、炉心計算に CITATION-FBR、燃焼計算に BURNUP モジュールを選択し使用した。燃焼後の LLFP 生成量を評価指標とし、減速材種類ごとに比較を行った。対象とした LLFP 核種は Se-79、Zr-93、Tc-99、Pd-107、Sn-126、I-129、Cs-135 の 7 核種である。

## 3. 結果

LLFP 生成量の大きかった Zr-93、Tc-99、Cs-135 の 3 核種について、減速材非装荷時との生成量の相対差を図 1 に示す。最も減速能の大きい ZrH 装荷時に、減速材非装荷時と比較して、Zr-93 では 1.8%、Tc-99 では 3.3%、Cs-135 では 5.5%の生成量の減少が見られた。中性子スペクトルが軟化したことで LLFP の断面積の大きい低エネルギー領域における捕獲反応が多くなったことが原因の一つとして考えられるが、より詳細な考察は発表で述べる予定である。

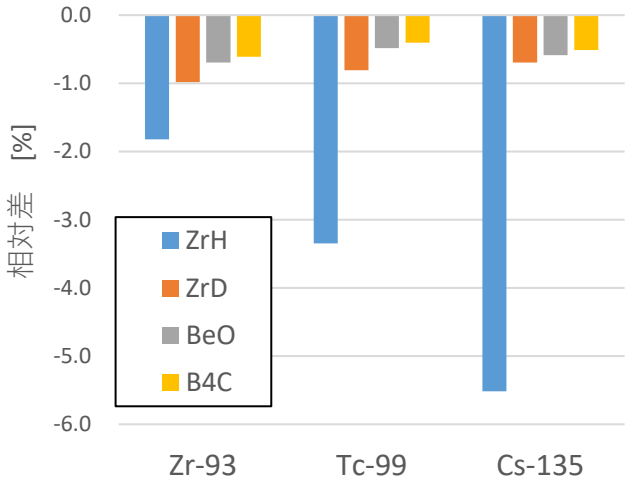



図 1　LLFP 生成量[kg]の減速材非装荷時との相対差

## 参考文献

[1] 高下，他，”核設計手法報告書”, JNC TN8410 2000-011, (2000)
[2] 横山，他，“汎用炉心解析システム MARBLE2 の開発”, JAEA-Data/Code 2015-009, (2015)

*Shinnosuke Yasuda[1], Naoto Aizawa[1] and Tomohiko Iwasaki[1]
[1]Tohoku Univ.

# 核融合炉による MA 核変換より生成される偶数 Pu を装荷した高速炉炉心特性評価

Evaluation of fast reactor core characteristics with even number Pu generated from MA transmutation by a fusion reactor

*宍戸 博紀[1]，清水 雅生[1]，橋爪 秀利[1]
[1]東北大学

本研究では、核融合中性子を用いたマイナーアクチノイド核変換によって生成された Pu を、高速炉において有効利用することを検討する。偶数核種を主とする核変換生成 Pu を装荷した高速炉の炉心特性について、中性子輸送解析および燃焼解析により評価する。

**キーワード**：分離変換，ナトリウム冷却高速炉，MOX 燃料，MVP，MVP-BURN

## 1. 背景

原子力発電所より生じるマイナーアクチノイド（MA）の処分方法の一つとして、核融合炉を利用した核変換処理システムが提案されている[1]。先行研究により、当該システムにおいてあえて熱中性子場とすることで、核分裂による発熱を抑え、システムの熱設計条件を緩和しつつ、多くの MA 核種を吸収反応によって Pu 偶数核種、特に $^{238}$Pu へ核変換できることが明らかとなった[2]。これを受け、偶数 Pu を高速炉に装荷することで、運転初期においては中性子を吸収し過剰反応度を抑制し、運転に伴い $^{239}$Pu へ変換されていくことで、実効増倍率を一定に維持できることが期待される。本研究では、偶数核種を主とする核変換生成 Pu を装荷した高速炉の炉心特性について、中性子輸送解析および燃焼解析により評価する。

## 2. 数値解析手法

本研究では、MOX 燃料を用いた熱出力 3,600 MW の Na 冷却高速炉における、燃料ピン 271 本から構成される六角形の燃料集合体[3]に対し特性を評価する。図 1 に数値解析体系を示す。当該体系において、一部の MOX 燃料を核変換後の Pu 同位体組成へ変更した場合の実効増倍率を評価する。中性子輸送解析コード MVP3、および断面積ライブラリ JENDL-4.0 を使用した[4]。

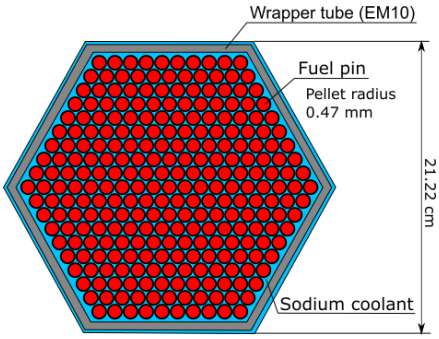



図 1 数値解析体系[3]

## 3. 数値解析結果

図 2 にフルパワー（燃料集合体当たりの熱出力 7.95 MW）で 410 日間運転したときの実効増倍率を示す。従来 MOX 燃料の場合、$k_{\mathrm{eff}}$ は運転に伴い減少するが、核変換 Pu の燃料ピンを 30 本（全体の 11%程度）装荷することで $k_{\mathrm{eff}}$ はほぼ一定を示している。また、核変換 Pu の装荷位置は $k_{\mathrm{eff}}$ へほとんど影響せず、本数にのみ依存することが確認されている。以上より、核変換 Pu により $k_{\mathrm{eff}}$ を一定に維持する炉心形成の可能性が見出された。

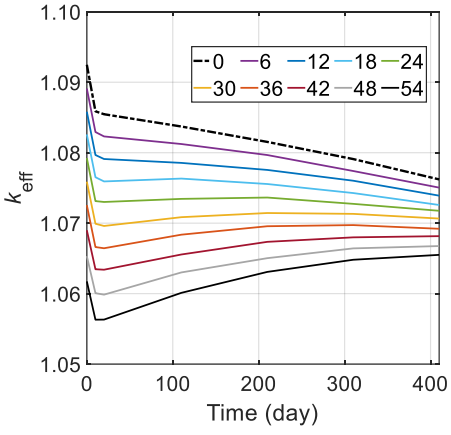



図 2 核変換 Pu 本数に対する実効増倍率の変化

**参考文献**

[1] W. Wolkenhauer, et al., BNWL-1772, (1973). [2] Y. Furudate et al., Prog. Nucl. Energy 103 (2018) 28-32.
[3] OECD/NEA, NEA/NSC/R(2015)9, (2016). [4] Y. Nagaya et al., JAEA-Data/Code 2016-018, (2017).

*Hiroki Shishido[1], Masaki Shimizu[1] and Hidetoshi Hashizume[1]
[1]Tohoku Univ.

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

# [3I13-15] Advanced Reactor Design

chair: Naoto Aizawa (Tohoku Univ.)

Fri. Sep 10, 2021 3:55 PM - 4:50 PM Room I

## [3I13] Conceptual design of metallic-fueled high-flux experimental fast reactor with low fuel cost

*Yuki Sakurai[1], Yuto Kimura[1], Naoyuki Takaki[1] （1. Tokyo City Univ）

3:55 PM - 4:10 PM

## [3I14] Conceptual study of an Alpha Particle Engine for Deep Space Exploration

*Hiroki Yaguchi[1], Satuma Yamazaki[1], Keigo Hasegawa[1], Shingo Matumae[1], Yuuki Sakurai[1], Yuusaku Nemoto[1], Yuuki Hashimoto[1], Hajime Saigusa[1], Naoyuki Takaki[1] （1. Tokyo City University）

4:10 PM - 4:25 PM

## [3I15] Conceptual design of ultra compact RTG for deep space exploration

*Yuki Hashimoto[1], Satsuma Yamazaki[1], Keigo Hasegawa[1], Shingo Matsumae[1], Yuki Sakurai[1], Yusaku Nemoto[1], Hiroki Yaguchi[1], Hajime Saigusa[1], Naoyuki Takaki[1] （1. TCU）

4:25 PM - 4:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 低燃料コスト型金属燃料高中性子束高速実験炉の概念設計

Conceptual design of metallic-fueled high-flux fast irradiation reactor with low fuel cost

*櫻井 祐希[1], 木村 優斗[1], 高木 直行[1]
[1]東京都市大学

金属燃料炉は酸化物燃料炉と比較してより高い転換比を得ることができ、照射炉としての性能を落とすことなく運転サイクルを延長できる可能性がある。本研究では、少量の核分裂性核種でも高い中性子束を持つ炉 LHFR (Long-life High-Flux Fast Reactor)の概念設計を行った。

キーワード: 高速炉, 金属燃料, 炉心設計, 高転換, 燃料費節約, 実験炉, 照射炉

## 1. 緒言

本検討では高速実験炉「常陽」の MK-IV 炉心を比較対象とし、常陽と同じ熱出力 100[$MW_{th}$]にて年換算の中性子フルエンスを高めつつ、必要な核分裂性核種の量を低減する、次世代の低燃料コスト型長寿命高速実験炉 LHFR の炉心概念設計を行った。

## 2. 炉心仕様と解析方法

かつて JAEA にて検討された U-Pu-Zr 三元合金燃料を用いた長寿命小型高速炉[1]を参考に、各種炉心設計パラメータを調整し、高中性子束と高転換性能を達成する炉心仕様を検討した。燃料と被覆管の共晶反応を避けるため、最大線出力制限(<500[W/cm])を満たすよう、細径燃料を採用した。また炉心の出力ピーキング及び燃焼期間中の出力分布の変動を抑えるため、内外炉心のスミア密度(70-75%)及び Zr 含有比率(10-6%)を変化させ、領域ごとの燃料量を調整した。解析には中性子輸送計算モンテカルロコード MVP3.0 及び MVP-BURN[2]、核データライブラリには JENDL-4.0[3]を用いた。

## 3. 結果

炉心径軸方向中心の照射領域(Na ゾーン,V=36.5[$cm^3$])での中性子束と稼働率から計算される年換算高速中性子フルエンスマップを図 1 に示す。常陽 MK-IV 炉心の年換算フルエンスは $6.9\times10^{22}$[$n/cm^2$]であり、これを赤実線で示している。常陽 MK-IV 炉心と比較して、LHFR の中性子束は低いものの、サイクル長さが伸びたことで(長寿命型を除き)年換算フルエンスは向上した。

照射炉の性能指標として、核分裂性燃料累積装荷量/年換算フルエンスを定義した(図 2)。LHFR ではこの値が常陽より小さく燃料節約型炉心となっている。

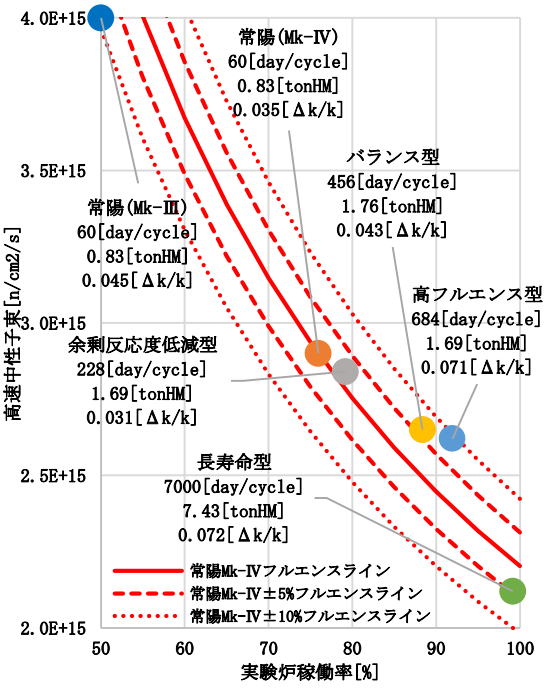



**図 1 LHFR の高速中性子フルエンスマップ**

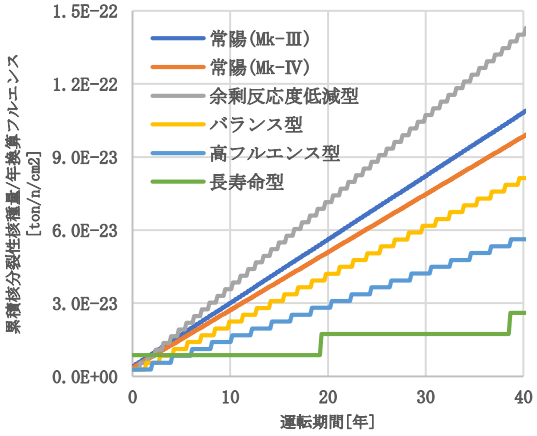



**図 2 フルエンス当りに要する核分裂性核種装荷量**

## 4. 結言

LHFR では、高速炉本来の優れた燃料転換性能を高めることにより、核分裂性燃料の内部自給率が改善され、補給燃料量を抑制しながら高フルエンスを達成した。

一方、サイクル長さ延長により、オンライン照射技術の開発、高燃焼度化に伴う材料腐食や大きな余剰反応度の制御など、新たな課題は生じる。また本検討では重金属密度 2 領域単一 Pu 富化度炉心のみを取り扱ったため、他の条件では更に性能を向上させる余地がある。

## 参考文献

[1] 宇都成昭,岡野靖 他,小型高速炉の炉心・燃料設計研究(その 5)-平成 17 年度の研究成果まとめ-,JAEA-Research 2006-060,(2006).
[2] Y. Nagaya, K. Okumura, T. Sakurai and T.Mori, "MVP/GMVP Version 3 : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAEA-Data/Code 2016-018 (2017).
[3] K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, and J. Katakura: "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).

*Yuki Sakurai[1], Yuto Kimura[1] and Naoyuki Takaki[1]
[1]Tokyo City Univ.

# 深宇宙探査向けα粒子推進エンジンの概念検討

Conceptual Study of an Alpha Particle Propulsion Engine for Deep Space Exploration

*矢口 陽樹、山崎 颯馬、長谷川 京吾、松前 信伍、櫻井 祐希、
根本 雄作、橋本 ゆうき、三枝 翻、高木 直行
東京都市大学

深宇宙探査のための高速移動に必要な推進法の一方式としてα放出核種を用いた粒子推進エンジンがある。本目的に適した RI の選定、生成法、そしてこれを用いた粒子エンジンの推力とその応用について検討した。

**キーワード：** α粒子、Ac-227、人工衛星、推進システム

## 1. 緒言

深宇宙探査には太陽光に依存しない電源、熱源の他、高速移動のための推進エンジンが必要となる。当研究室では原子力技術の宇宙応用として、原子力電池(RTG)、コンプトン電池、宇宙電源用小型原子炉、核熱推進エンジン等の研究を行っており、本報告ではα粒子推進エンジンの仕様とその推進力の簡易評価を行った。

## 2. α粒子推進エンジンの原理とα線源

α粒子推進法については、半世紀以上前から原理やその応用についていくつかの研究例がある。崩壊に伴い放出されるα核の速度は光速の 5%程度であり、これは化学ロケットの推進剤速度の約 3,000 倍、プラズマエンジンの約 300 倍と大きいが[1]、十分な推力を得るには放出されるα粒子の数（総重量）を増やすことが重要となる。

探査期間に適した長さの半減期を有する重核種の一つである Ac-227（半減期 21.8 年）は、1 回のβ崩壊後、より短い半減期にて 5 回のα崩壊を行い Pb-207 で安定化する。その全てのα粒子のエネルギーを推進力に活用できるとは限らないが、連続α崩壊は本目的に好ましい特性であるため、ここでは粒子推進用 RI として Ac-227 を選定した。

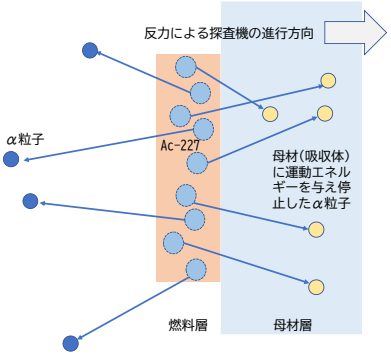



図 1　粒子推進エンジンの原理

Ac-227 は Ra-226（半減期 1600 年）を原子炉で中性子照射することにより生成可能である。原子炉での Ra-226 の照射は、がん治療（α内用療法）向けの Ac-225 生成目的にも検討が行われており[2]、その副産物として Ac-227 が大量に生成されるため(高速実験炉常陽の場合、60 日照射で 0.5Ci/g-Ra)、生成された Ac 同位体の無駄の無い活用ともなる。Ra-226 は宇宙と医学への両目的に重要な原料核種と言える。

## 3. 推進力と航行速度の解析

粒子推進エンジンの基礎解析として、粒子・重イオン挙動解析コード PHITS (Particle and Heavy Ion Transport code System)を用い、Ac-227 金属薄膜をポリイミド樹脂薄膜母材に塗布した際のα粒子挙動を調べた。一辺 1cm、10μm 厚の Ac-227 膜を一辺 2cm、50μm 厚の母材に塗布した場合、50μm の母材を貫通して進行方向へ放出される（推進を阻害する）α粒子数は、後方放出α粒子数の 1/100 以下に抑制できる結果を得た。

一辺が 43.5m の正方形の母材帆に 10μm 厚の Ac-227 薄膜を塗布した場合、Ac-227 の総量は約 1.9kg であり、反跳粒子の放出も考慮した概略計算によると、得られる推力は 1.2mN 程度となる。

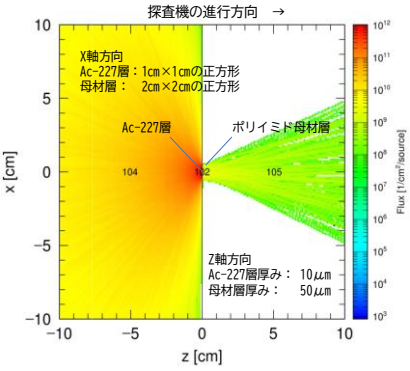



図 2　Ac-227 線源からのα粒子フラックス

地球から最も遠方に到達した探査機であるボイジャー1 号は、打ち上げから 44 年を経た 2021 年末時点で 230 億 km を航行している。粒子推進エンジン（帆）を含む本探査機の総重量を 50kg、初速を 17km/sec と想定すると、約 23 年でこの距離を飛行できる可能性がある。なおこの母材帆は太陽光圧を受けるため、本エンジンはα核と光子による二種類の推力で探査機を加速することとなる。JAXA が 2010 年に実施した 14m 四方の帆を持つソーラーセイル実証機 IKAROS の試験では、地球近傍で 1.12mN の推力を得たことが報告されている。太陽光圧は太陽から離れるにつれ距離の逆 2 乗で減少するが、この太陽光圧も考慮すると、粒子エンジンを積んだ小型探査機は、40 年以上遅れた打ち上げでも数十年の飛行期間でボイジャー1 号を追い越し、地球から最遠に到達する人工物となる可能性がある。

**参考文献**　[1] Wenwu Zhang, wt.al. ” Revisiting alpha decay-based near-light-speed particle propulsion” Applied Radiation and Isotopes 114(2016)　[2] 川本、高木、「原子力工学技術に基づくα内用療法向け線源の大量供給方策の検討 (2) Ac-225 の生成法」、第 59 回日本核医学会学術総会@松山 (2019)

*H. Yaguchi, S. Yamazaki, K. Hasegawa, S. Matsumae, Y. Sakurai, Y. Nemoto, Y. Hashimoto, H. Saegusa, N. Takaki
Tokyo City University

# 深宇宙探査向け超小型原子力電池の概念設計

Conceptual design of ultra compact RTG for deep space exploration

*橋本 ゆうき[1], 山崎 颯馬[1], 長谷川 京吾[1], 松前 信伍[1], 櫻井 裕希[1],
根本 雄作[1], 矢口 陽樹[1], 三枝 翻[1], 高木直行[1]
[1]東京都市大学

現在の人工衛星の電源は太陽電池が主流であるが、木星以遠の宇宙探査などでは太陽光が届かず電源の確保が困難となる。本研究ではα崩壊核種を熱源とし熱電変換素子を用いて発電を行い、利用開始から40年経過した後も安定的に1[W]の電力を得られるような超小型の原子力電池(RTG)の概念設計を行った。

**キーワード:**宇宙用小型電源, 原子力電池, RTG (Radioisotope Thermoelectric Generator)

**1.緒言** RTG(英:Radioisotope thermoelectric generator;RTG)は放射性同位体の崩壊熱を利用して発電を行うため、外部からエネルギーを受ける事なく、長期にわたり電力を供給することができる。この特徴からRTGはNASAのボイジャー計画を始めとし複数の宇宙探査に活用されているが、日本では未だRTGを利用した探査機は実用化されていない。よって我々は日本初のRTGとして、単一のモジュールを用いた単純な構造で40年間にわたり1[W]の電力を供給できる超小型RTGを設計した。また、α線源には$^{227}$Acと$^{238}$Puとの2核種を検討した。$^{238}$Puの使用は放射性廃棄物の有効利用法の提案と同時に、放射性廃棄物のイメージ向上にも寄与することを期待している。

**2.熱源の入手** 熱源となる$^{238}$Puの入手には原子炉での中性子照射を用いる。濃縮度4.7[w%]のPWRの使用済み燃料には$^{237}$Npが1[ton]あたりに約750[g]存在する。これを同炉で13か月照射すると、$^{238}$Puが約160[g]生成されることから、本RTGに必要な量の$^{238}$Puは調達可能と考えられる。計算には燃焼計算コードORIGEN2、核データライブラリにはJENDLE-4.0を用いた[1]。

$^{227}$Acは自然放射性核種であり、天然ウラン1[ton]あたりに0.5[mg]存在するが、必要量である6.4[g]の$^{227}$Acを得るためには1.3万[ton]の天然ウランからの回収であり困難が予想されるため、$^{226}$Raの原子炉での中性子照射による入手を検討した。α内用療法向けRIとして注目されるAc-225の生成に伴う副産物として必要量を調達できる可能性がある。

**3.設計手順と概要** 熱源及び躯体の形状は輻射を低減するために表面積の割合が小さい円柱形とし、躯体には遮蔽能力の高いPbを用い、事故時の放射性同位体拡散を防止するためにサーメット(炭化タングステン)でその周囲を覆っている。躯体の厚さは放射線量が20[mSv/y]となるように計算し、決定した。なお遮蔽解析にはPHITSコードver2.93を用い、熱電素子には熱伝導率と発電効率に優れ、融点の高い$Bi_2Te_3$を選定した。40年後に1[W]の電気出力から必要な燃料を逆算すると、燃料は$^{238}$Puの質量で62.86[g]、高い融点や、変質点が存在しないといった優れた特性を持つ二酸化物の形態[2]で71.31[g]必要であった。また、低温端となる放熱板は輻射により宇宙空間へと排熱を行うため輻射率の高い炭素繊維を用い、更に輻射率を向上させるために表面をポリウレタン塗装し、常に200～230[K]の温度が保てるよう大きさの設定を行った。各部品の仕様を表1に示す。図1には$^{238}$Puを熱源とした熱電対の高温端、低温端の温度変化から計算される熱電変換効率の時間変化を示す。上記仕様のRTGにより、40年間、1[W]以上の発電が可能な見通しを得た。

表1 超小型長寿命RTGの仕様

| 熱源 | $^{238}PuO_2$ | $^{227}Ac_2O_3$ |
|---|---|---|
| 質量 | 71.3[g] | 7.08[g] |
| 躯体 | Pb | |
| サーメット | WC | |
| 熱電素子 | $Bi_2Te_3$ | |
| 熱伝導率 | 1.5[W/mK] | |
| 放熱板 | 炭素繊維(表面塗装:ポリウレタン) | |
| 放射率 | 0.89 | |

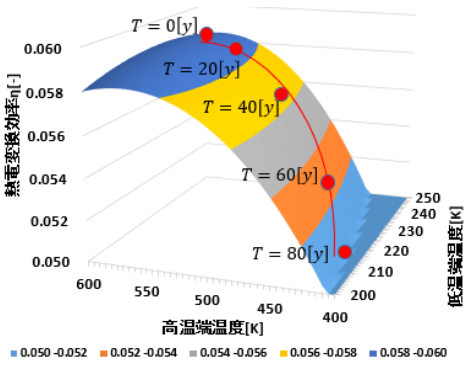



図1 $^{238}$Puを熱源とするRTGの変換効率変化

**4.納言** 熱源である放射性核種($^{238}$Puもしくは$^{227}$Ac)の入手は、原子炉での中性子照射による核変換が有効であることが分かった。設計目標とした40年間、1[W]以上の発電は、約70gの$^{238}$Puを用いた超小型RTGで達成できる可能性を示した。

**参考文献**

[1] 櫻井祐希、高木直行「使用済み燃料を活用した超小型原子力電池の設計」日本原子力学会 関東・甲越支部第14回学生研究発表会_ SR-Pr08, (2021)
[2] 渡辺孝章,「セラミック核燃料」日本材料学会 材料試験 (1962) , 11巻 106号, p406

*Y. Hashimoto[1], S. Yamazaki[1], K. Hasegawa[1], S. Matsumae[1], Y. Sakurai[1], Y. Nemoto[1], H. Yaguchi, H. Saigusa[1], N. Takaki[1],
[1]Tokyo city Univ

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

# [3J01-04] Boiling &Condensation

chair: Wei Liu (Kyusyu Univ.)
Fri. Sep 10, 2021 9:30 AM - 10:45 AM Room J

## [3J01] Study on quantification of condensation behavior based on a visualization experiment

*Tatsuki Hara[1], Tohru Suzuki[1], Yuya Imaizumi[2], Ken-ichi Matsuba[2], Kenji Kamiyama[2] (1. Tokyo City Univ., 2. JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

## [3J02] Experiments on the onset criteria of boiling entrainment from a falling liquid film

*Junpei Tabuchi[1], Raka Firman[1], Tomio Okawa[1], Yuki Narushima[2], Hajime Furuichi[2], Kenichi Katono[2] (1. UEC, 2. Hitachi)

9:45 AM - 10:00 AM

## [3J03] Effect of splashed droplets during liquid film cooling of high-temperature parallel plates

*Keisuke Nanri[1], Yutaro Umehara[1], Tomio Okawa[1] (1. The University of Electro-Communications)

10:00 AM - 10:15 AM

## [3J04] Development of the simplified boiling model applied for the large scale simulation

*Ayako Ono[1], Susumu Yamashita[1], Hiroto Sakashita[2], Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1. JAEA, 2. Hokkaido Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 可視化実験に基づく凝縮挙動の定量化に関する研究

Study on quantification of condensation behavior based on a visualization experiment

*原　立樹[1]，鈴木　徹[1]，今泉　悠也[2]，松場　賢一[2]，神山　健司[2]，
[1]東京都市大学，[2]原子力機構

鉛直平板上の凝縮実験を行い、凝縮挙動を可視化して画像処理を施し、滴状凝縮と膜状凝縮の占有率を定量化した。この結果と実験時の計測データから滴状凝縮の実用的なヌッセルト数の算出方法を検討した。
**キーワード：**滴状凝縮、膜状凝縮、鉛直平板、画像処理、過酷事故

**1. 背景**　ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事故を原子炉容器内に格納する上で、非凝縮成分が混在する冷却材蒸気の膨張/凝縮挙動を適切に評価することは重要である。同様の現象は軽水炉等の格納容器内壁における凝縮挙動にも当てはまる。非凝縮成分の影響を検討するためには、蒸気単成分の凝縮速度を詳細に把握する必要があるが、滴状/膜状等の凝縮様相までを考慮した系統的な凝縮速度の評価手法は整備されていない。

**2. 目的**　表面に滴状凝縮と膜状凝縮が混在し得るような鉛直平板上において、凝縮挙動を適切に評価するためのデータ整備を目指し、滴状凝縮における実用的なヌッセルト数の算出方法の提案を目的とする。

**3. 実験方法**　実験体系を図 1 に示す。アクリル容器で凝縮板を覆い、容器内にはスチーマーで蒸気を充満させた。凝縮板の内部に冷却水を循環させて凝縮板表面に蒸気を凝縮させ、その凝縮挙動を撮影した。凝縮板表面上の微細な液滴や液膜の輪郭を明瞭に可視化するため、照明にはシート状のレーザー照射光と LED ライトを併用した。図 2 に示した凝縮板表面での熱収支($q_1 = q_2 + q_3$)に基づくと、膜状凝縮と滴状凝縮とが混在する場合のヌッセルト数$Nu$は式①のようになる。

$$Nu = D/k_1(T_s - T_w)\{\Delta HM + \rho C_p Q(T_{out} - T_{in})/A\} \quad ①$$

ここで、右辺第 1 項は凝縮水をサンプリングして求め、右辺第 2 項は凝縮板内を循環する冷却水の入口−出口の温度差と流量から算出した。本研究の着眼点として、$Nu$は式②で表されると仮定した。

$$Nu = aNu_f + bNu_d \quad ②$$

ここで、$Nu_f$と$Nu_d$はそれぞれ膜状凝縮と滴状凝縮のヌッセルト数である。前者は既存の相関式[1]で算出できるが、後者には実用的な相関式が提案されていない。そこで、図 3 の画像をもとに凝縮板表面上の液膜と液滴の比率$a:b$を本研究で開発した画像処理技術で定量化し、①と②を連立することによって$Nu_d$を算出する方法を提案した。

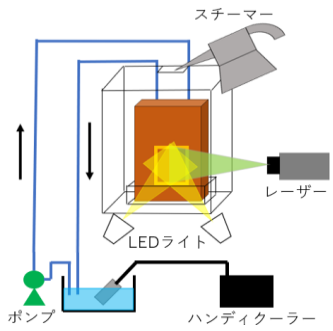


図 1. 実験体系

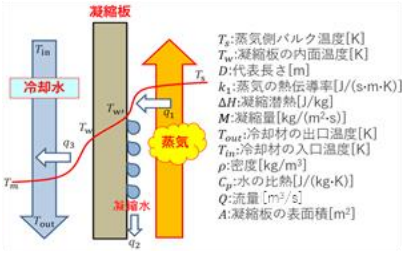


図 2. 凝縮板表面の熱収支の概念

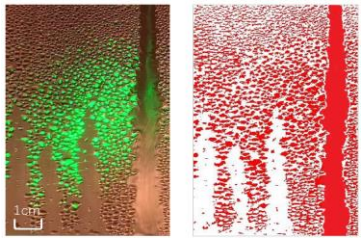


図 3. 凝縮画像と二値化画像

**4. 結果・考察**　算出の結果、この実験における滴状凝縮のヌッセルト数$Nu_d$の値は 3978 になり、この実験での膜状凝縮のヌッセルト$Nu_f$の値である 187 より約 20 倍大きい値となった。滴状凝縮の熱伝達係数は膜状凝縮の熱伝達係数より 1 桁程度大きくなるといわれている[2]。このことから、今回の滴状凝縮のヌッセルト数の算出方法は妥当であると考えられる。以上より、滴状凝縮における実用的なヌッセルト数の評価方法を提案できたと考える。今後の研究計画としては、凝縮挙動の経時変化を考慮した実験を実施し、現時点での成果を拡張していく。

本報は、原子力機構との共同研究「溶融炉心物質の相変化挙動に関する基礎研究」の成果の一部を含む。

**参考文献**

[1] 片山　功蔵　他　日本機械学会「伝熱工学資料」
[2] 棚沢　一郎　他　日本マリンエンジニアリング学会「日本舶用機関学会誌」

*Tatsuki Hara[1], Tohru Suzuki[1], Yuya Imaizumi[2], Ken-ichi Matsuba[2]and Kenji Kamiyama[2]
[1]Tokyo City Univ., [2]JAEA

# 核沸騰による流下液膜からの液滴飛散開始条件に関する実験的検討

Experiments on the onset criteria of boiling entrainment from a falling liquid film

*田渕 純平[1]、Raka Firman[1]、大川 富雄[1]、成島 勇気[2]、古市 肇[2]、上遠野 健一[2]
[1]電気通信大学、[2]日立製作所

沸騰水型原子炉において環状流中での液膜からの液滴飛散現象を把握することは重要である。本実験では特に高熱流束領域で考慮が必要な核沸騰による液滴飛散現象の可視化を行い、核沸騰に起因する液滴飛散現象は熱流束に依存して2種類存在することを明らかにした。

**キーワード：**沸騰水型原子炉、ドライアウト、液滴飛散、実験

## 1. 緒言

沸騰水型原子炉において環状流中で生じる液滴飛散現象はドライアウトの発生と密接に関係しているため、液滴飛散現象を正確に予測することが原子炉の安全設計上重要である。1.0 MW/m² 程度の高熱流束領域では液膜中での核沸騰に起因する液滴飛散現象が重要になる。しかし、既存の核沸騰飛散モデル[1]では強制対流の影響を考慮していないため液滴飛散量の予測精度の向上には、強制対流の影響を考慮したモデルの開発が求められる。本研究では、核沸騰によって引き起こされる液滴飛散現象の可視化実験を実施し，各種実験パラメータが液滴飛散開始条件に与える影響を調査した。

## 2. 実験方法

図1に本実験で用いたテスト部の概略図を示す。実験では大気圧条件下で水-空気を用いて強制対流液膜を形成し、下流に設置した銅ブロックヒーターによって加熱を行った。液滴飛散過程については試験体の正面から高速度カメラを用いて撮影した。テスト部は矩形流路としており、流路部の寸法は幅 15 mm、高さ 10 mm、長さ 400 mm である。液相-気相速度、サブクール度をそれぞれ 0.5-0.9 m/s、2-8 m/s、1-10 K の範囲で変化させた。熱流束は 0.2-1.2 MW/m² の範囲で変化させ、可視化を行った。

## 3. 実験結果及び考察

図2、3に核沸騰による液滴飛散過程の連続写真を時系列で示す。この時の熱流束はそれぞれ 0.36 MW/m²、1.0 MW/m² である。図2は約 1.0 mm の気泡が破裂した後に生じる jet からの液滴発生過程を表す。また、図3は約 5.0mm の大気泡が液膜界面に到達し、崩壊した際に生じる filament(液糸)からの液滴飛散過程を表す。これらの可視化結果の比較により、熱流束の高い条件(約 1.0 MW/m²)では約 1mm 以上の液滴が filament により発生し、飛散総量に大きく寄与することから、モデル開発上で重要なメカニズムになることがわかった。また、図4は縦軸を熱流束、横軸を試験体入口の液相温度とした飛散メカニズムの分類図である。この時の液相-気相速度はそれぞれ 0.4 m/s、2 m/s である。図より液滴飛散過程は熱流束に依存してメカニズムが変化することがわかる。本実験では飽和温度での現象を予測するため、図中の破線で示すようにサブクール度をパラメータとして外挿を行う。今後は実験パラメータ(液相-気相速度)が飛散過程に与える影響を調査する。

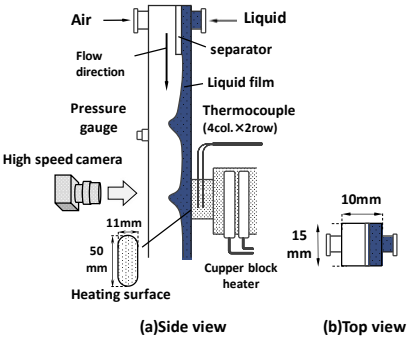



図1 テスト部の概略図

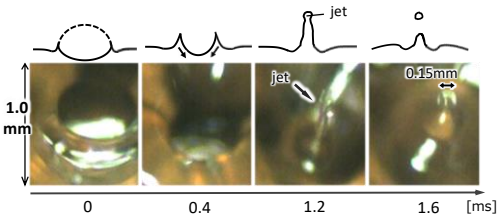



図2 jet 型の液滴飛散過程

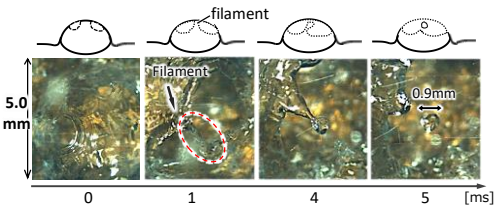



図3 filament 型の液滴飛散過程

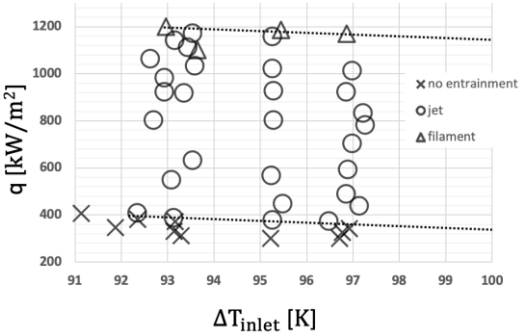



図4 液滴飛散過程の分類

**参考文献**

[1] T. Ueda, M. Inoue and S. Nagatome, Critical Heat Flux and Droplet Entrainment Rate in Boiling of Falling Liquid Films, Int.J.Heat Mass Transf.24(7),pp. 1257-1266(1981)

*Junpei Tabuchi[1], Raka Firman[1], Tomio Okawa[1], Yuki Narushima[2], Hajime Furuichi[2] and Kenichi Katono[2]
[1] University of Electro-Communications, [2] Hitachi, Ltd.

# 対向高温面の流下液膜冷却における飛散液滴の影響

Effect of splashed droplets during liquid film cooling of high-temperature parallel plates

*南里　圭祐[1]，梅原　裕太郎[1]，大川　富雄[1]

[1]電気通信大学

高温固体面に沿って液膜が流下するとき、多量の液滴飛散が生じる。このため、二つの高温面が対向配置されている場合、対向面で発生した液滴の衝突により冷却が促進されてリウェット速度が増加する可能性がある。そこで、高温固体面を 2 枚対向配置して、液滴飛散による冷却効果増進の有無を実験的に調べたところ、初期温度 200℃及び 300℃の条件では、リウェット速度の計測値に有意な差は見られなかった。

**キーワード：**リウェット，流下液膜，熱伝達メカニズム，液膜内沸騰，ライデンフロスト効果

## 1. 緒言

リウェット速度は、ポストドライアウトや LOCA 時に燃料棒が経験する最高温度や被覆管の酸化の程度を把握する上で重要となる。本研究では、鉛直に配置した高温固体面の上部にノズルから水平横向きに噴出した冷却水を当てることで液膜を形成し、液膜の流下速度よりリウェット速度を計測する。2 枚の高温面が対向配置されている場合、対向面の液膜下端で発生する液滴が衝突することで冷却性能が向上して、単一面の場合[1]よりもリウェット速度が上昇する可能性がある[2]。そこで、リウェット時の液膜挙動と高温固体面の温度分布を高速度カメラと IR カメラを用いて観察し、対向面体系で流下液膜先端位置の時間変化を調べる。

## 2. 実験方法

伝熱面として十分に酸化被膜を形成した厚さ 1mm の銅板を 2 枚用意し、カートリッジヒーターを内蔵する 6 つの銅ブロックで挟みこむことで、初期温度 200～300℃まで加熱した。20mm の間隔で対向配置した 2 枚の銅板の上部に冷却水を噴射し、流下液膜を形成した。各面への噴流流量は 0.1~0.5L/min とし、液滴飛散と液膜流下の状況を、高速度カメラを用いて撮影速度 2000fps で観察した。液膜の流下速度（リウェット速度）を単一面の場合と比較し、飛散液滴による冷却の効果を調べた。

## 3. 実験結果

単一面と複数面体系におけるリウェット速度の計測結果を図 2 に示す。本図より、リウェット速度は、液膜流量にはあまり依存しないが、初期温度の増加とともに大きく減少する傾向であることがわかる。また、複数面体系におけるリウェット速度の計測結果は、単一面の場合と比較してむしろやや遅くなってことから、本研究で検討した実験条件の範囲内において、飛散液滴による冷却効果は顕著ではない。本実験では比較的低い初期温度で実験を行ったため、より高温条件での検討を今後実施する。

**謝辞**　本研究は中部電力（株）原子力安全技術研究所公募研究の成果の一部である。

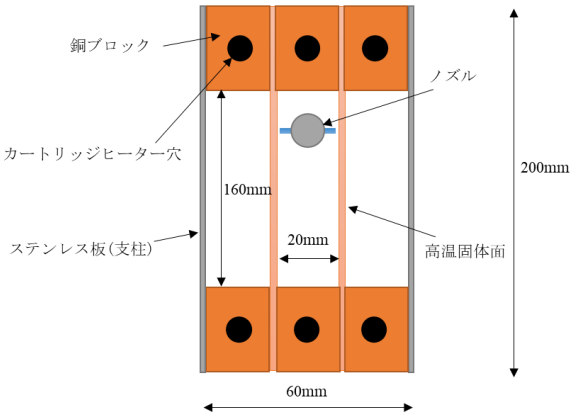



図 1　実験装置

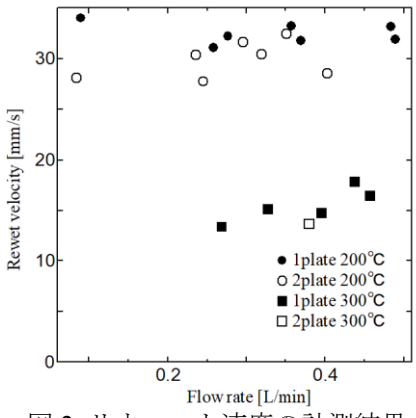



図 2　リウェット速度の計測結果

**参考文献**　[1] T. Okawa, et al., *Nucl. Eng. Des.* **363**, 110629 (2020). [2] Y. Guo, et al., *Exp. Therm. Fluid Sci.* **26**, 861–869 (2002).

*Keisuke Nanri[1], Yutaro Umehara[1] and Tomio Okawa[1]

[1]The University of Electro-Communications.

# 大規模シミュレーションへ適用する簡易沸騰モデルの開発

Development of the simplified boiling model applied for the large scale simulation

*小野 綾子[1]，山下 晋[1]，坂下 弘人[2]，鈴木 貴行[1]，吉田 啓之[1]

[1]原子力機構，[2]北海道大学

界面追跡法を用いた解析手法での原子炉燃料集合体等の大規模な計算に対する数値シミュレーションを想定し、計算コストを削減した新しい沸騰モデルの開発を試みた結果について報告する。

**キーワード：沸騰，気泡，燃料集合体，ＶＯＦ法，軽水炉**

## 1. 緒言

界面追跡法を用いた解析手法において、伝熱面からの沸騰挙動のシミュレーションが行われている例はあるが、発泡核や気泡底部のミクロ液膜等を考慮するために高い解像度を要する。この手法を軽水炉燃料バンドル内の沸騰二相流に適用する場合、ミクロンオーダーの解像度でメートルオーダーの領域の計算を行うことになり、計算コストの観点から事実上不可能である。そこで本研究では、伝熱面から発生し主流へ離脱する数ミリオーダーの小合体泡を最小ユニットとして、沸騰二相流の解析を実施することを検討する。

## 2. 簡易沸騰モデルの概要

伝熱面から発生する１次気泡が複数接合した小合体泡の運動は、浮力、蒸気吹出しによる運動量増加、主流による揚力、慣性力、抗力、表面張力によって決まるとする。気泡形状は切り欠き球を仮定し、接触面からの蒸気一様吹き出しで生長すると仮定する。この仮定に基づく気泡生長・運動モデルから気泡離脱時の体積と生長時間が決定できる。伝熱面からの熱伝達は単相流熱伝達と小合体泡の発泡による潜熱輸送に分けられるとして小合体泡の発生点数を決定し、発生点箇所を矩形分布として伝熱面上に配置する。配置した発泡点箇所からの蒸気速度を気泡生長・運動モデルから決定し、解析コードの境界条件として与える。解析コードは、原子力機構で開発している多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER を用いた。

## 3. 強制対流沸騰解析

坂下ら[1]の飽和強制対流沸騰実験を対象に試解析した。図１に示すように、伝熱面は垂直矩形面でありその両側にはアクリル壁を立てて一部を流路とした。伝熱面の下端側のノズルから水が流入する。図２に示す、流入速度 1.0m/s、熱流束 1MW/m$^2$ での計算結果と高速度カメラ撮影結果との比較により概ね沸騰挙動を再現できることを確認した。

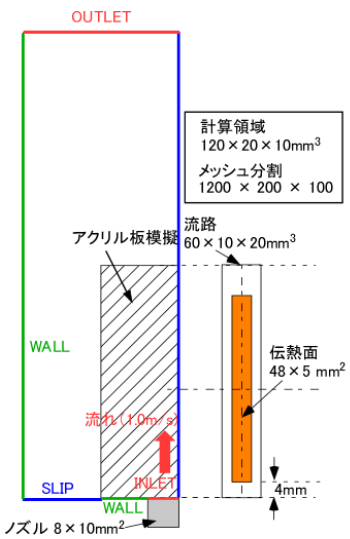



図１　解析体系

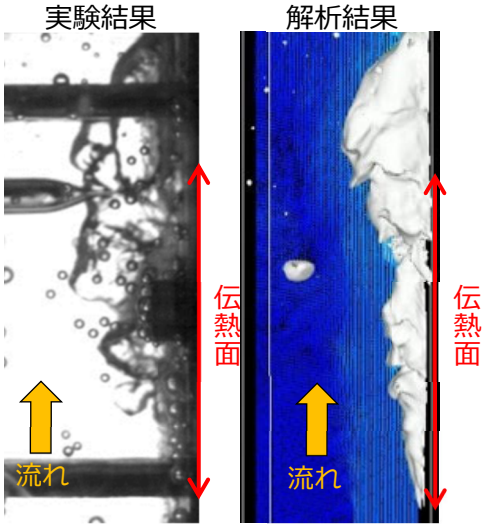



図２　計算結果と実験の流況比較

## 4. 結論

考案した簡易沸騰モデルを JUPITER に適用し、沸騰解析に適用できる見通しを得た。今後は、モデルの精緻化と検証を進める。

**謝辞**　本研究は、日本原子力研究開発機構の大規模並列計算機 SGI ICE-X を用いた成果です。

**参考文献**　[1] 坂下ら，第 56 回日本伝熱シンポジウム，B221，(2019).

*Ayako Ono[1], Susumu Yamashita[1], Hiroto Sakashita[2], Takayuki Suzuki[1], and Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency., [2]Hokkaido University

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

# [3J05-08] Single Phase Flow

chair: Tohru Suzuki (TCU)

Fri. Sep 10, 2021 10:45 AM - 12:00 PM Room J

## [3J05] Research on temperature mixing phenomenon during reactor vessel accident with LIF

*Yuriko Shiomi[1], Kazuhiro Yoshida[1], Kei Higashi[1], Hideyuki Sakata[1], Tomoaki Ogata[1], Yashushi Makino[2], Koushi Taguchi[3] (1. MHI, 2. NDC, 3. KEPCO)

10:45 AM - 11:00 AM

## [3J06] Study of a Fuel-Salt to Coolant-Salt Heat Exchanger for Molten Salt Fast Reactor

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

11:00 AM - 11:15 AM

## [3J07] Construction and Performance Testing of Fluoride Molten Salt Loop

*Motoyasu Kinoshita[1], Aji Indarta[2], Kaito Kubo[1,2], Tastumi Arima[2], Kazunari Katayama[2] (1. MOSTECH, 2. Kyushu Univ.)

11:15 AM - 11:30 AM

## [3J08] Numerical Simulations of Wall Temperature Fluctuation Caused by Penetration Flow into a Branch Pipe of Mixing Tee

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

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# LIF 計測を用いた軽水炉事故時の温度混合現象の解明

Research on temperature mixing phenomenon during reactor vessel accident with LIF

*塩見 友理子[1]，吉田 和弘[1]，東 慧[1]，坂田 英之[1]，緒方 智明[1]，牧野 泰[2]，田口 鋼志[3]
[1]三菱重工業株式会社，[2]ニュークリア・デベロップメント株式会社，[3]関西電力株式会社

PWR 下部プレナム内流動に着眼し、要素を抽出した供試体を用いて高流量と低流量の 2 つの状態をモデル化した流水試験を実施し、LIF（レーザ誘起蛍光法）や PIV（粒子画像流速測定法）を用いて温度・速度分布を計測した。その結果、温度差（密度差）の影響度合いが変化するため、事故時において慣性力が支配的な高流量時と浮力影響が強い低流量時では温度混合現象は異なることが確認された。

**キーワード**：一次冷却系事故，原子炉容器，温度混合，LIF，PIV

## 1. 緒言

PWR の安全評価想定事象の一つである主蒸気管破断事象が起こると、原子炉容器（図 1）に低温水が流入する。この際のダウンカマおよび下部プレナム内での特徴的な熱流動挙動を把握するため、縮尺要素モデルを用いた要素試験を実施し、定格流量時と低流量時の温度混合現象の違いを可視化計測に基づき考察した。

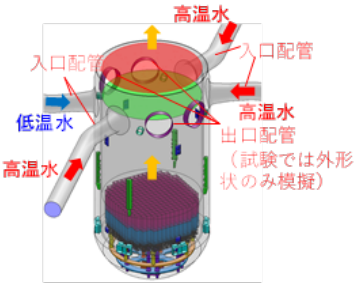



図 1 PWR 原子炉容器

## 2. 試験概要

縮尺要素モデルはダウンカマ流路を平板状に展開したものと、下部プレナムを矩形断面流路で模擬したもの（図 2）とした。壁面はアクリル製とし、LIF および PIV により温度・速度分布を取得した。試験条件はスケール則に基づいて決定し、主蒸気管の内の 1 本が破断した場合を想定し、炉心に流入する 4 ループのうち 1 ループを低温条件として試験を実施した。

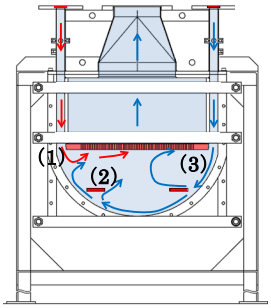



図 2 低流量時の主要な流れ

## 3. 試験結果・考察

低流量時の流速・温度分布より、ダウンカマでは浮力により低温水と周囲流体に速度差が生じ、擾乱が発達する様子が確認された。また、下部プレナムでは主要流れが図 2 のように(1)拡流部入口の高温水の上昇流れ、(2)曲面に沿う低温水と高温水の衝突、(3)拡流部への局所的な低温水の潜り込みに大別できることが分かった。また、(1)(2)の温度分布から、低流量時には高温水と低温水が細かな非定常渦によって混合される様子が観察された。

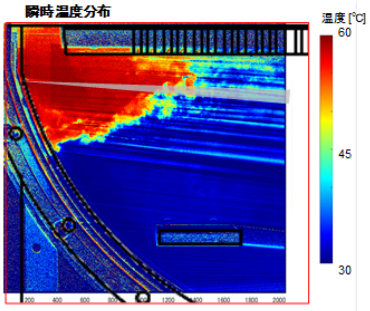



図 3 低流量時の温度分布

## 4. 結論

LIF および PIV による温度・速度分布の結果から、低流量時のダウンカマおよび下部プレナム内では温度差（密度差）による浮力の影響が非常に強くなり、高流量時の慣性力支配の流れ場とは異なった流況となることがわかった。

したがって、低流量時の温度混合現象において流体の温度差が一つの重要因子であることを把握できた。

---

*Yuriko Shiomi[1], Kazuhiro Yoshida[1], Kei Higashi[1], Hideyuki Sakata[1], Tomoaki Ogata[1], Yasushi Makino[2] and Koshi Taguchi[3]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [2]Nuclear Development Corp., [3]The Kansai Electric Power Co., Inc.

本件は、関西電力（株）、北海道電力（株）、四国電力（株）、九州電力（株）、日本原子力発電（株）、（一財）エネルギー総合工学研究所、三菱重工業（株）の共同研究の成果である。

# 溶融塩高速炉の燃料塩-冷却材塩熱交換器の検討

Study of a Fuel-Salt to Coolant-Salt Heat Exchanger for Molten Salt Fast Reactor

*望月 弘保[1]

[1]東工大

溶融塩高速炉で使用する熱交換器は、燃焼効率を向上させるために溶融塩燃料容積を小さくし、溶融塩の熱伝導率が低く熱伝達率が液体金属冷却炉に比べて低くなることを考慮して機器の構造と規模を検討した

**キーワード**：溶融塩高速炉、プレート式熱交換器、サイン状流路、ジグザグ流路、CFD モデル検証

**1. 緒言**：溶融塩炉で使用する溶融燃料塩と溶融冷却材塩は、一般的に熱伝導率が低く、その結果として熱伝達が悪くなる。このため、液体金属炉で使用しているような IHX を適用すると、燃料部の体積が大きくなり、システムとして成立しない恐れがある。効率の良い熱交換器としては、PCHE（Printed Circuit Heat Exchanger）等があるが、流路が狭いため、場合によってはコールドトラップになり、炉心で発生した核種が流路に沈着する恐れがある。これによって、熱交換性能が劣化するだけでなく、流路閉塞を生じてしまうことも考えられる。そこで、流路の寸法が 7 ㎜×10 ㎜のサインカーブ型プレート式の熱交換器に関して検討する。

**2. 評価体系**：想定している 700MWt 塩化物溶融塩高速炉の熱交換器流路モデルを図 1 に示す。熱交換器は、ステンレス板にサインカーブ流路をプレス加工で製作し、間に平板を挟んで拡散溶接して製作する。熱交換器流路の長さは、炉心の高さも考慮して 3m と仮定した。FLUENT でこの長さを検討するのは PC 性能上無理であったため、最大 1.2m までの流路をモデル化して熱伝達率を求め、RELAP5-3D に評価された熱伝達率を反映した解析を行い、175MWt を除去するのに必要な流路数を評価した。

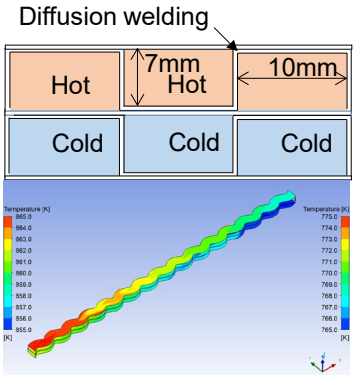



図 1　溶融塩炉熱交換器概要

**3. 解析モデルと結果**：CFD の乱流モデルは、RNG k-ε モデルを選択して、Scalable wall function を用いて計算した。解析メッシュは、第 1 メッシュ y+ が 30 以上になるようにメッシュの最小寸法を指定し、すべて 6 面体要素とした。この乱流モデルは、ジグザグ流路の PCHE で超臨界 $CO_2$ を用いて実験した Ishizuka ら[1]の結果を著者の同意を得た上で用いた。熱伝達率と圧力損失係数の解析結果は、図 2 に示すように実験結果と一致し、乱流モデルが検証された。この乱流モデル、メッシュの切り方をサイン状流路に適用して解析した結果、塩化物溶融燃料塩の熱伝達率は、Dittus-Boelter の式に比べて約 2 倍大きくなることが分かった。また、ほぼ同じ振幅を有するジグザグ流路の熱伝達率とほぼ一致し、圧力損失はジグザグ流路に比べて低くなることが分かった。CFD 解析は、流路長が 300、600、1200 ㎜の 3 種類行い、その解析結果を外挿する方法と、熱伝達率を RELAP5-3D に反映して解析した結果から、175MWt を除去するためには、約 6000 対の燃料流路と冷却材流路を設ける必要があることが判明した。この流路から推定される溶融燃料塩の体積は、従来の U 字管型のシェルアンドチューブ熱交換器に比べて約 50%減少し、溶融塩炉の燃焼特性が発揮できる熱交換器になると予想される。

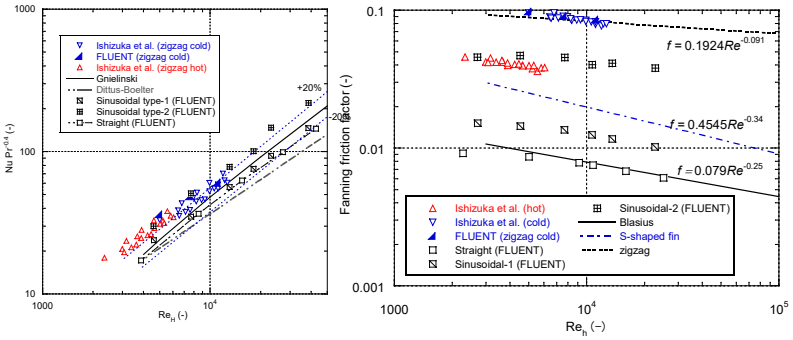



図 2　実験結果との比較及び提案熱交換器の流動伝熱特性

**4. 結言**：ジグザグ流路を有する熱交換体系の実験結果を用いて乱流計算モデルを検証し、良好な一致が得られた。検証されたモデルをサイン状の流路に適用し、FLUENT を用いた解析から得られた熱伝達率の結果を外挿する方法と RELAP5-3D に得られた熱伝達率を与えて解析することで実機の熱交換器規模が評価できた。

**参考文献**：[1] Ishizuka, T., Kato, Y., Muto, Y., Nikitin, K., Tri, N.L., Hashimoto, H., 2005. Thermal-hydraulic characteristics of a printed circuit heat exchanger in a supercritical $CO_2$ loop, NURETH-11, Avignon, France, Paper 218.

* MOCHIZUKI Hiroyasu[1]

[1]Tokyo Institute of Technology

# フッ化物溶融塩ループの製作と機能確認試験

Manufacturing of fluoride molten salt loop and performance test

*木下幹康[1]、Aji Indarta[2]、久保海斗[2]、有馬立身[2]、片山一成[2]

[1]MOSTECH 、[2]九州大学

第４世代発電炉の候補の一つとして、安全性に優れ高温熱源ともなる溶融塩炉（MSR）がある。本研究ではその基礎・基盤技術である溶融塩ループを製作し、複数の種類の流体／溶融塩にたいして達成した温度・流れ条件を確認し、国内メーカの機器試験フィールドとして供与できる環境の構築を進める。

**キーワード：**溶融塩、熔融塩、循環ループ、フッ化物、塩化物、余剰プルトニウム減容、水素製造

## 1. 緒言

溶融塩ループは MSR 開発のエンジニアリング・フィールド、とくに非核加熱原子炉シミュレータ構築の基盤技術である。（株）MOSTECH はこのループ技術開発を最優先課題とし、ハードウェア実験に集中して溶融塩炉開発を進めている。経産省 NEXIP の支援では、2019 年 6 月の計画申請より 2021 年 2 月までの２年間弱、溶融塩炉技術状況調査、自然対流循環ループの構築運転（九大）、核融合科学研究所（NIFS）での凍結弁試験（FLiNaK 塩 Oroshhi-2 ループに接続、熔融塩技研（MSLab）・電通大・九大共研）、中規模溶融塩循環ループの設計（金属技研・MSLab）、超音波流速計トランスジューサの FLiNaK 中発受信試験（金属技研）を行った。

## 2. フッ化物溶融塩ループの製作と運転

溶融塩炉シミュレータの構築には、流動ポンプ、配管、熱交換器、精製器等を完備したループが不可欠である。2019 年に熱流動循環ループを製作し粘度比熱の異なる流体で自然対流条件で加熱量と熱流動速度との関係を求めた。溶融塩に対しては MSLab 自社試験（2013 年,FLiNaK）、NIFS での凍結弁試験、九大での MSLoop SN-1（FLiNaK）の経験から溶融塩のオンライン浄化・精製（湿分の除去）を第一優先事項とする。九大筑紫地区に設置中のループ（３号機）外観写真を図１に示す。細径管（6A）を用い、統合的システムとして稼働させ、多くの失敗と再構築を繰り返せるスケールでエンジニアリングを進めている。



図１． MSLoop SN-2

## 3. 機能確認試験

今後複数の細径ループを構築し、塩化物溶融塩も対象に熱／物質輸送循環ループ技術の確証／実証を行う。特に安全性最優先を前提に、より高温（800～1100℃）での循環熱輸送をめざし材料と塩の選定、システム設計と運転方式（制御系）の機能確認を進め、高温溶融塩ループ技術を完成させ早期のマーケット適用をめざす。

## 4. 考察

FLiNaK は湿分を含み易く腐食性では不利。しかし余剰 Pu 減容に必要な高い Pu 溶解度のデータがあり、フッ素の特性（大きなイオン半径）から放射性 FP（CsI）の蒸気圧を低く保てる可能性がある。したがって FLiNaK での循環ループ取り扱い技術の習熟は有益と考える。

## 参考文献

[1] 原子力学会予稿, 1C11, 3 月 17 日, 2021 年春の年会

*Motoyasu Kinoshita[1], Aji Indarta[2], Kaito Kubo[2], Tatsumi Arima[2], Kazunari Katayama[2]

[1]MOSTECH Co. Ltd., [2]Kyushu University

# T 字合流部の逆流現象で生じる分岐管壁面温度変動の数値シミュレーション

Numerical Simulations of Wall Temperature Fluctuation Caused by Penetration Flow into a Branch Pipe of Mixing Tee

*歌野原 陽一[1]，三好 弘二[1]，釜谷 昌幸[1]
[1]（株）原子力安全システム研究所

T 字配管から分岐管上流へ遡った地点での熱疲労事例が報告されている。可視化実験でも主管内の流れが分岐管上流への逆流する様子が観察されている。そこで、数値計算を実施し、分岐管への侵入深さの再現性を確認した。流体から配管金属への伝熱により、分岐管内面の温度が変動する様子も示された。

**キーワード**：熱疲労，T 字配管，温度変動，数値シミュレーション

## 1. 緒言

T 字合流配管の分岐管上流へ遡った地点での熱疲労事例が報告されている。可視化実験[1]から、主管・分岐管の運動量比に応じて主管の流れが分岐管上流へ間欠的に逆流することが示された。しかし、可視化実験では壁面伝熱量は測定していないため、数値計算による推定に取り組んでいる。前報[2]では、流動様式の再現性について述べた。本報告では前報では含めなかった配管金属も計算領域に含めて数値計算を行い、流体温度変動だけでなく、壁面温度変動についても検討した。

## 2. 数値計算

可視化実験（主管内径 $D_m$ = 60mm、分岐管内径 $D_b$ = 20 mm）を対象に、ANSYS FLUENT を用いて数値計算 (LES dynamic Smagorinsky) を行った。主管は流速約 $U_m$ = 10 m/s、温度約 $T_m$ = 55℃、分岐管は流速 $U_b$ = 0.26, 0.32, 0.39 m/s、温度約 $T_b$ = 25℃で、主管・分岐管で約 30℃の温度差を付けた。図 1 に時刻 10 秒時における温度分布を示す。主管流体の侵入により分岐管内の配管金属の温度が部位的に上昇する様子が再現された。図 2 に分岐管内面の温度変動強度分布を示す．主管・分岐管界面付近で最も変動が大きい一方で，分岐管内の侵入した位置でも温度変動が大きく現れ，$L = 1.5D_b$ 付近で極大値が現れる．主管流体が最も侵入した位置で高低温水が混合し温度変動が大きくなるためと考えられる．

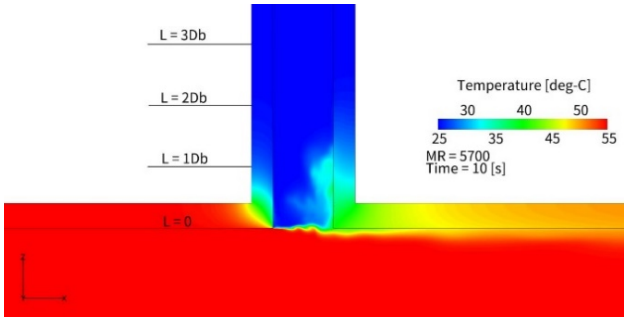



図 1　温度分布　（時刻 10 秒時、$U_m$ = 10 m/s、$U_b$ = 0.26 m/s、$M_R$ = 5700）

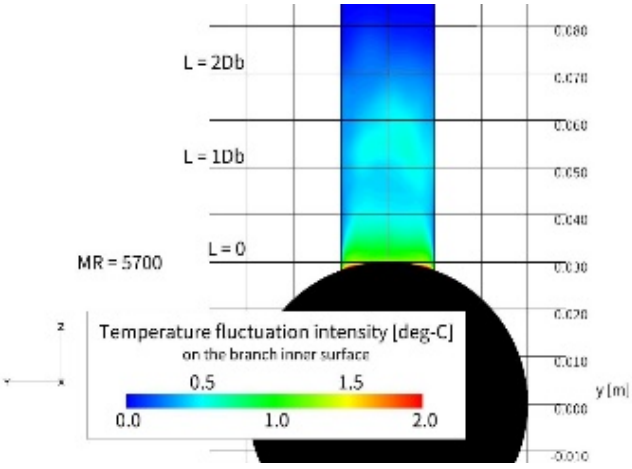



図 2　分岐管内面の温度変動強度分布
（$U_m$ = 10 m/s、$U_b$ = 0.26 m/s、$M_R$ = 5700）

**参考文献**　[1] Miyoshi et al., NED, 360 (2020) 110496，[2] 歌野原ら，原子力学会秋の大会，1G06，2020

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

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

# [3J09-15] Gas-liquid Two-phase Flow

chair: Hiroyuki Yoshida (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 2:45 PM - 4:45 PM Room J

## [3J09] Operating Conditions of Supersonic Steam Injector Considering Scale Effect

*Minamizono Yukiya[1], Eita Koyama[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[2] (1. Univ. of Tsukuba, 2. Univ. of Tsukuba professor emeritus)

2:45 PM - 3:00 PM

## [3J10] Development of a gas-liquid two-phase flow machine-learning model based on experimental data

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1], Satoshi Nishimura[1] (1. CRIEPI)

3:00 PM - 3:15 PM

## [3J11] Development of thermal-hydraulics calculation module for reactivity accident simulation

*Hiroshi Haraguchi[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

## [3J12] Evaluation of effects of non-condensable gas injection on circulation capability of two-phase natural circulation loop.

*Tetsuya Takada[1], Yasunori Yamamoto[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

3:30 PM - 3:45 PM

## [3J13] Research and development for understanding of liquid-film flow behavior around fuel rods in BWRs' fuel rod bundle

*Hajime Furuichi[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Kenichi Katono[1], Masaki Ikeda[1], Kenichi Yasuda[1], Kazuaki Kito[1] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

3:45 PM - 4:00 PM

## [3J14] Effects of Water Level in the Upper Tank on Flow Characteristics in a Vertical Pipe under Flooding at Its Top End

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

4:00 PM - 4:15 PM

## [3J15] Counter-Current Flow Limitation in Rod Bundles

*Michio Murase[1], Takaki Toshiya[1], Koji Nishida[1], Akio Tomiyama[2] (1. Institute of Nuclear Safety System, Inc., 2. Kobe University)

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# スケール効果を考慮した超音速蒸気インジェクタの作動条件

Operating Conditions of Supersonic Steam Injection System Considering Scale Effect

*南薗 友貴哉[1]，古山 栄太[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[2]

[1]筑波大学，[2]筑波大学名誉教授

蒸気インジェクタ（SI）の作動範囲を特定するために，水と蒸気の入口条件を変化させ作動の可否を判定した．また，混合部の可視化観測より水噴流が崩壊する様子を確認し，水噴流崩壊位置と SI の作動範囲について考察した．

**キーワード**：蒸気インジェクタ、二相流、作動範囲

## 1. 緒言

蒸気インジェクタ（SI）は水と蒸気の直接接触凝縮により駆動する電源が不要な静的噴流ポンプである．また高い熱交換性能を有するため，原子力発電プラントの安全システムへの適用が期待される[1]．本研究では SI の作動範囲を実験的に特定し，SI 内流れ方向圧力分布の計測および水噴流と吐出噴流の可視化観測を行った．この結果より，スケール効果を考慮した水噴流の安定性と作動範囲について考察した．

## 2. 実験方法

SI はスロート径 $d_{th}$ が 4.0，6.5，8.0mm の相似形で作成された中央水噴流型を使用し，入口条件は入口蒸気圧 $P_{sin}$ = 0.05 ~ 0.22 MPa，入口蒸気流量 $m_{sin}$ = 0.002 ~ 0.037 kg/s，入口水流量 $m_{win}$ = 0.09 ~ 0.80 kg/s の範囲とした．

## 3. 実験・結果

図 1 に，入口蒸気流量 $m_{s0}$ と入口水流量 $m_{w0}$ を変更し，作動範囲実験をした結果を示す．○が作動に成功した条件，×が蒸気過多，△が水過多による不作動条件を表している． 作動とは SI テスト部に流入した水が蒸気によって駆動され，全量吐出する状態を指している．黒色の破線が，水噴流の崩壊位置を入口の全圧比で整理した相関式(式 1 )で破線内側にて水噴流が形成される．赤色の破線は，流動遷移位置を出入口の全圧比で整理した相関式(2)であり，破線の外側で SI は作動する．

$$\frac{Z_{bu}}{d_{th}} = 14.07\left(\frac{P_{s,total}}{P_{w,total}}\right)^{-0.21} \quad (1)$$

$$\frac{Z_{vc}}{d_{th}} = -41.1\Pi_R + 35.3 \quad (2)$$

以上より，水噴流の安定性，ディフューザ部での流動遷移位置の存在の全てを満たす条件にて，SI が作動することがわかった．

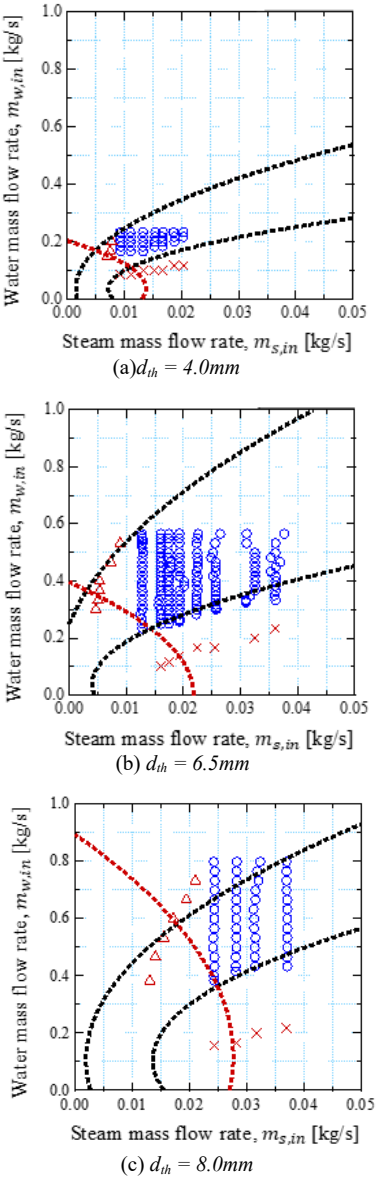



Fig.1 水噴流の崩壊位置と流動遷移位置で整理した SI の作動条件

## 参考文献

[1] Y. Abe and S. Shibayama, Nuclear Engineering and Design, Vol. 268 (2014), pp. 191-202

*Yukiya MINAMIZONO[1], Eita KOYAMA[1], Akiko KANEKO[1] and Yutaka ABE[2]

[1]University of Tsukuba, [2] Professor Emeritus, University of Tsukuba

# 実験データに基づいた気液二相流機械学習モデルの開発

Development of a Gas-Liquid Two-Phase Flow Machine-Learning Model Based on Experimental Data

*斎藤　海希[1]，金井　大造[1]，西村　聡[1]

[1]電力中央研究所

プールスクラビングにおける核分裂生成物除去効果を評価するためには、気液二相流挙動の把握が必要である。当所では、プールスクラビング体系を模擬した二相流試験結果の取得を進めている。多数多様なパラメータを扱った実験結果を基に、これまで取得したデータを包括的にとらえる二相流モデルの開発に着手した。

**キーワード：**気液二相流、プールスクラビング、機械学習

## 1. 緒言

プールスクラビングといった気液二相流動場における核分裂生成物除去効果を予測する上では、二相流動の詳細把握が重要である [1]。流動場は多次元的で複雑であり、流路断面積、気相流量、液相流量等多くのパラメータの影響を受けることから、二相流動モデルの開発に対し機械学習的手法を適用することを考えた。

## 2. ボイド率計算モデル

気液二相流動を高い精度で予測するためには、多数の複雑なパラメータを考慮できるモデルであることが重要であることから、様々な条件で取得した精緻な実験データが必要である。本研究委では、初期検討として、内径 0.5 m、高さ 8 m の円筒形試験装置を用いて、ワイヤメッシュセンサや液位上昇率の計測から取得した実験結果を解とし、実験条件からボイド率を予測する機械学習モデルを作成した。ここで用いた実験結果は、停滞水に流入させるガス組成の割合（ヘリウム、窒素、アルゴン、空気）、ノズル径・個数（内径 69 mm・1 穴、内径 5 mm、100 穴）、初期水位（1 - 4 m）、のパラメータに対しガス見かけ速度 0 – 0.21 m $s^{-1}$ の範囲とした計 221 ケースである。モデルは、RMS エラー値を精度の目安に、対象のパラメータの性質から、ガウス過程回帰やニューラルネットワークによるモデルを中心に各種モデルを検討した（図 1 ）。

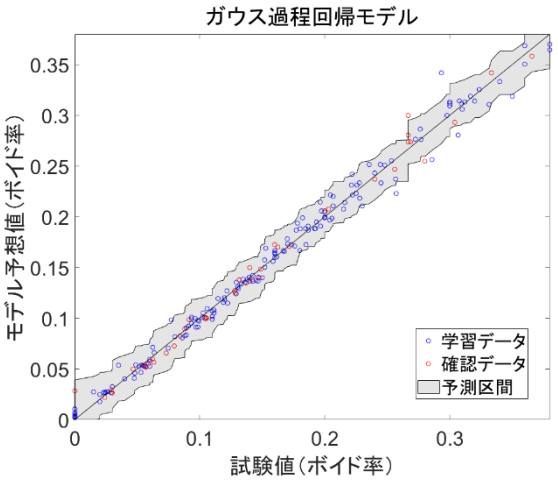



図 1　ガウス過程回帰モデルと実験値の比較

## 3. まとめ

多種多様なパラメータを扱った、精緻な実験データに機械学習を用いることで、多数の複雑なパラメータから気液二相流動が予測可能なモデルが作成可能であることを確認した。今後は、高温・高圧条件、流水条件、口径の異なる試験体といった様々な実験体系で取得された実験データを機械学習に用いることで、適用範囲の広いモデル開発を進める。

### 参考文献

[1] 金井他, 停滞水条件での気液二相流動に関する研究, 日本機械学会 2020 年度年次大会, S08113.

*Miki Saito[1], Taizo Kanai[1] and Satoshi Nishimura[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

# 反応度事故を想定した核熱結合計算のための熱計算モジュールの開発

Development of thermal-hydraulics calculation module for reactivity accident simulation

*原口　太志[1]，千葉　豪[1]

[1]北海道大学

当研究室で開発した EFP モデルに基づく空間依存核動特性計算と熱水力計算との結合計算に使用する熱水力計算モジュールの新規開発を行い、その妥当性を確認した。

**キーワード**：二相流解析、熱伝導解析、反応度事故

**1. 背景と目的**　遅発中性子先行核 6 群モデルでは考慮することが困難な物理現象の原子炉出力や温度分布への影響を評価するために、当研究室では個々の核分裂生成物を陽に取り扱う動特性モデルである EFP（Explicit Fission Products）モデル[1]を開発し、反応度事故解析への適用を進めている。反応度事故の問題を解析する際には、核的な振る舞いに関する動特性に加えて熱伝導や熱伝達等の熱的な振る舞いに関する動特性も考慮する必要がある。それらは相互に強く関係することから、いわゆる核熱結合計算が必須となる。そこで本研究では、EFP モデルの核計算モジュールと結合させる熱計算モジュールの開発を行った。

**2. 計算手法**　冷却材の挙動については、文献[2]に基づいて気液二相流の非定常の一次元座標系の支配方程式を離散化して解くことで各パラメータを計算した。気液二相流の扱いは均質流モデルを採用し、サブクール沸騰は無視した。燃料棒の挙動については、軸方向の熱の移動を無視し、軸方向位置ごとに 1 次元円筒座標系での外側表面温度を境界条件とした熱伝導方程式を解くことで温度分布を計算した。数値計算手法には有限体積法を用いた。

**3. 妥当性の検証計算**　冷却材領域は高さ 4.0 m、流路面積 $9.56\times10^{-3}$ $m^2$ の体系を軸方向に 50 のノードに分割し計算した。軸方向に sin 関数状の分布を持った発熱を加え、温度 280 ℃、圧力 14.0 MPa、質量流量 0.5361 kg/s での流入を想定した定常状態の冷却材の計算を行った。計算の妥当性は原子炉過渡解析コード TRAC[3]との比較により確認した。燃料領域はペレット、ギャップ、被覆管で構成される高さ 4.0 m、直径 0.009 m の体系を考え、軸方向は 50、径方向は 130 のメッシュに分割してペレットに出力密度を与えた時の温度分布を計算した。計算の妥当性は熱伝導率が一定の問題を設定して、解析解と比較することで確認した。

**4. 熱計算の結果**　作成した冷却材と燃料の結合計算モジュールを用いて、前節と同様の体系における定常状態から反応度事故相当の出力変化として 0.1 秒間出力を増加させ、その後元の出力に戻す問題を解いた。そして、出力の上昇とともに温度分布が増加し、その後元の定常状態に再び収束していく結果を得た。図 1 にその挙動を示す。この結果から、核熱結合計算に用いる熱計算モジュールが適切に温度分布の過渡変化を計算できていると結論付けた。

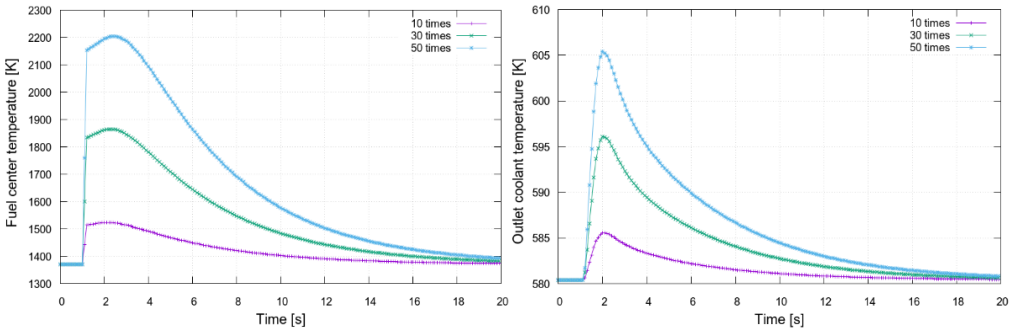



図 1：外乱に対する燃料中心温度と冷却材出口温度の過渡変化

**参考文献**　[1] K.Katagiri, G.Chiba, Ann.Nucl.Energy, 133, pp.202-208 (2019). [2] 吉川龍志他、JAEA-Research 2008-058(2008). [3] Borkowski, J. A, and Wade, N. L., NUREG/CR-4356 (EGG-2626), (1992).

*Hiroshi Haraguchi[1], Go Chiba[1]

[1]Hokkaido Univ.

# 非凝縮性ガスの流入による二相自然循環ループの循環能力への影響評価

Evaluation of effects of non-condensable gas injection on circulation capability of two-phase natural circulation loop.

*高田 哲也[1]，山本 泰功[1]，千葉 豪[1]
[1]北海道大学

静的炉心冷却系である非常用復水器の模擬実験を実施した。入熱量一定の条件で、準定常状態に達した自然循環ループにヘリウムを注入し、再び準定常状態に達するまでの実験データを取得した。ヘリウム注入に伴い、高温側配管と低温側配管の水位差が減少し、準定常状態の圧力が上昇する傾向が見られた。

**キーワード：**非常用復水器，非凝縮性ガス，自然循環流

## 1. 緒言

非常用復水器(IC)は、沸騰水型軽水炉における静的安全設備であり、炉内温度、圧力が上昇する状況で使用される。IC は蒸気と水の密度差による自然循環を利用するため、全交流電源喪失時にも炉心冷却が可能である。福島第一原発 1 号機に設置されていた IC は、隔離弁のフェイルクローズ設計によって津波襲来後の再起動に失敗した。一方、この時すでに炉心露出に至っていた可能性が指摘されている。その場合、仮に隔離弁が開いていたとしても、炉心から発生した水素などの非凝縮性ガスが IC 配管に入り込むことで、冷却性能が低下していた可能性がある。本研究では、非凝縮性ガスの流入が IC の自然循環能力に与える影響を評価することを目的として、IC 模擬実験装置へのヘリウム注入実験を行った。

## 2. 実験方法

実験装置は、原子炉圧力容器に相当するアキュムレータ、配管、伝熱管、ヘリウム注入ラインで構成される。アキュムレータは、出力 4.5kW のヒーター2 本により高圧蒸気を生成可能で、生成された蒸気は U 字型伝熱管へと供給される。自然循環には水頭差による駆動力を必要とするため、伝熱管はアキュムレータよりも約 4m 高い位置に設置した。ヘリウムはマスフローコントローラーにより注入流量を制御し、アキュムレータから伝熱管に向かう途中の上昇管から注入した。実験では、1MPa まで加圧した後 IC 装置を作動させ、入熱量と除熱量が釣り合う準定常状態に達したところでヘリウムの注入を行った。その後も出力一定でヒーターによる加熱を続け、再び準定常状態に達するまでのデータを取得した。

## 3. 結果・考察

ヘリウム注入時の時刻を 3 時間として、ヘリウム注入量 0.3g の時の圧力及び流量変化を図 1 に示す。注入後、流量は微小となり、圧力は上昇した。圧力の上昇に伴い流量も増加し、一定流量となったところで圧力は減少に転じ、注入前より高い値で一定となった。ヘリウム注入直後に低温側配管の上部と下部の差圧が減少しており、水位が低下したと考えられる。その後、圧力の上昇に伴い差圧は再び増加した。このことから、下降管に滞留している非凝縮性ガスの体積が水位に影響しており、準定常状態の圧力上昇につながったと考えられる。

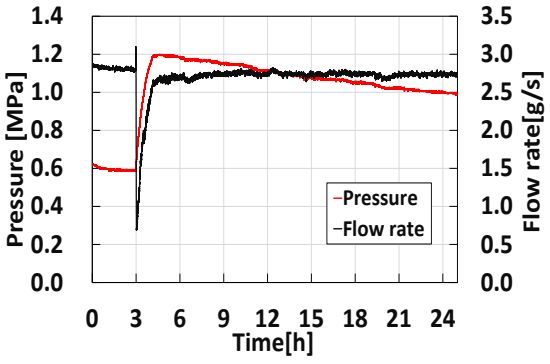



図 1. ヘリウム注入に伴う圧力及び流量変化

*Tetsuya Takada[1], Yasunori Yamamoto[1], Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

# BWR 燃料集合体内における燃料棒周りの液膜挙動解明に向けた研究開発
# （5）光導波路フィルムによる大気圧条件下の液膜厚さ及び波速度の同時計測

Research and development for understanding of liquid flow behavior
around fuel rods in BWRs' fuel rod bundle
(5) Simultaneous measurement of liquid-film thickness and wave velocity
under atmospheric pressure condition using an optical waveguide film

*古市 肇[1]，藤本 清志[1]，上遠野 健一[1]，池田 正樹[1]，安田 賢一[1]，木藤 和明[1]
[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー

液膜ドライアウト挙動解明に向けて，光導波路フィルムによる液膜厚さ分布計測手法を開発し，模擬燃料棒表面の局所液膜厚さから評価した波速度の計測結果の妥当性を可視化結果との比較により確認した．

**キーワード**：沸騰水型原子炉，燃料棒，気液二相流，液膜計測，光導波路フィルム

**1. 緒言**　沸騰水型原子炉燃料集合体の限界出力予測精度向上のため，液膜ドライアウト前後に生じる数十～μm オーダーの液膜厚さ分布･流量の評価に有効な時系列液膜厚さ及び波速度の計測手法の開発を目的とする．

**2. 試験装置**　試験体は外径 10mm の模擬燃料棒を内包する鉛直矩形流路である．光導波路フィルムは複数の光路を内包したシート状の光学素材であり，高い空間分解能を特徴とする模擬燃料棒一体型のセンサである(Fig. 1)．前報[1]では，光導波路フィルムに設けた 1 点のセンサを用いて時系列液膜厚さを計測し，高速度カメラによる評価結果との比較により時間平均液膜厚さの計測結果の妥当性を確認した．本研究では 2 点のセンサを用いて，見かけ速度 $j_G$=10～50m/s，$j_L$=0.01m/s，大気圧条件下の環状噴霧流において模擬燃料棒表面の時系列液膜厚さを計測し，時系列液膜厚さから波速度を評価した．

**3. 試験結果**　Fig.2 に光導波路フィルムによる時系列液膜厚さの計測結果（$j_G$=30m/s，$j_L$=0.01m/s）を示す．軸方向に隣接する 2 点の液膜厚さの傾向が一致し，特徴的な波立ちが現れていることが分かる．高速度カメラによる可視化観察(Fig.2 上図)では，同計測時間に液滴飛散を伴わないリップル波が観察されていることから，Fig.2 の特徴的な波立ちは通過するリップル波であると判断した．時系列液膜厚さに対し，2 点の時間遅れ$\Delta t$とセンサ間距離(0.5mm)から波速度を算出した．高速度カメラで評価した波速度との比較を Fig. 3 に示す．気相見かけ速度 $j_G$ の増加に対して，従来知見[2]と同様に，波速度が増加することを確認した．光導波路フィルムによる計測結果が可視化結果と，時間・空間分解能から算出した評価誤差の範囲内で一致することから，計測結果の妥当性を確認した．

**4. 結言**　大気圧試験を実施し，光導波路フィルムによる波速度の計測結果の妥当性を確認した．

**参考文献**　[1] 古市ら,原子力学会 2021 年春の年会,3A01(2021/3), [2] 中里見正夫，九州大学学位論文，(1975)

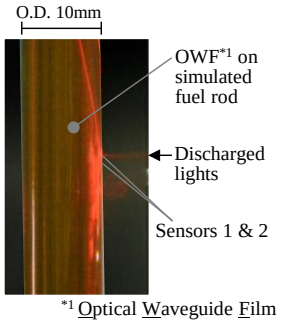



Fig. 1 Outline of OWF [1]

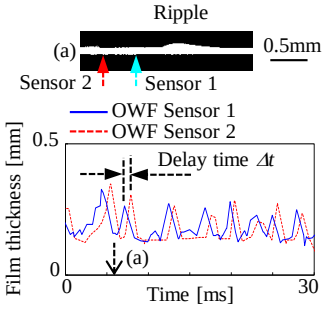



Fig. 2 Time-series film thickness via OWF

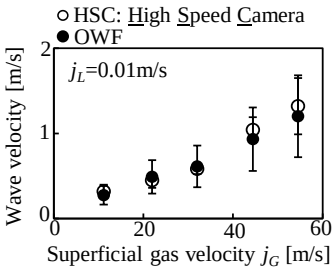



Fig. 3 Comparison of wave velocities

*Hajime Furuichi[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Kenichi Katono[1], Masaki Ikeda[1], Kenichi Yasuda[1] and Kazuaki Kito[1]
[1]Hitachi - GE Nuclear Energy, Ltd.

# 鉛直管上端フラッディングでの流動特性に対する上部タンク水位の影響

Effects of Water Level in the Upper Tank on Flow Characteristics in a Vertical Pipe under Flooding at Its Top End

*高木 俊弥[1]，栗本 遼[2]，林 公祐[2]，村瀬 道雄[1]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

上部タンク水位が鉛直管の上端でのフラッディング状態における管内の流動特性に及ぼす影響を測定し、環状流モデルを用いて気相体積流束 $J_G$ の増加に対する液相体積率 $\alpha_L$ の変化を計算できることを示した。

**キーワード**：鉛直管，気液対向流，上端フラッディング，流動特性，液相体積率

**1. 緒言**　鉛直管の上端フラッディングでは上部タンク水位 $h_{ut}$ が気液対向流制限（CCFL）に影響するため[1]、直径 $D = 40$ mm 、$h_{ut} = 0.1$ m での空気・水実験[2]と同じ装置を用いて、$h_{ut} = 0.2$ m と 0.3 m で流動特性（CCFL 特性、圧力勾配 $dP/dz$、液相体積率 $\alpha_L$）を測定した。また、環状流モデルを用いて気相体積流束 $J_G$ の増加に対する液相体積率 $\alpha_L$ の変化を計算し、$h_{ut}$ が $\alpha_L$ に及ぼす影響の再現性について検討した。

**2. 評価の方法と結果**　鉛直管でフラッディングが生じると環状流になるため、環状流モデルに基づき実験データを評価した。気相と液相に作用する力の釣り合い式から $dP/dz$ を消去して無次元化し、$\alpha_L$ に関する式を得た。式中に含まれる液相フルード数には実験データから導出した CCFL 相関式（気相および液相における Kutateladze 数の関係式）、壁面摩擦係数 $f_w$ には Goda ら[3]による $f_w$ 相関式、界面摩擦係数 $f_i$ には Takaki ら[4]による $f_i$ 相関式を使用した。さらに、液膜厚さと気相体積率の関係を用いることで、$J_G$ に対する $\alpha_L$ を計算した。

$J_G$ に対する $\alpha_L$ の変化について、測定値と計算値を比較して図 1 に示す。計算結果は、低 $J_G$ の範囲では $h_{ut}$ の増加に伴い $\alpha_L$ が低下する傾向をよく再現した。これは、CCFL 相関式の勾配に $h_{ut}$ の影響を反映したことによる。上端フラッディングによる smooth film (SF) から下端フラッディングによる rough film (RF)への遷移(TR: transition) 域では、$J_G$ の増加に伴い $\alpha_L$ が増加するが、この傾向を計算で再現した。しかし、$h_{ut}$ の増加に伴い SF から TR に変化する $J_G$ が大きくなる傾向については計算で再現できていない。

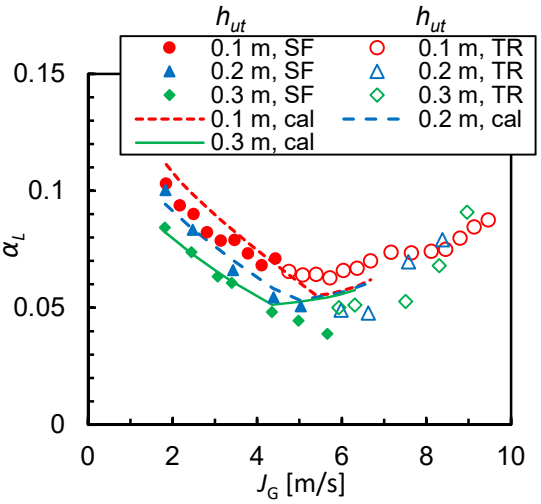



図 1　液相体積率 $\alpha_L$ (SF: smooth film, TR: transition, cal: 計算値)

**3. 結論**　環状流モデルを用いて、上部タンク水位 $h_{ut}$ が液相体積率 $\alpha_L$ に及ぼす影響、および気相体積流束 $J_G$ の増加に対する $\alpha_L$ の変化を再現した。

**謝辞**　神戸大の大学院生であった合田頼人氏に実験していただいた。

**参考文献**　[1] T. Doi, et al., Sci. Technol. Nucl. Installations, **2012**, 754724 (2012). [2] T. Takaki, et al., NED, **371**, 110951, (2021). [3] R. Goda, et al., NED, 353, 110223 (2019). [4] T. Takaki, et al., Nucl. Technol., UNCT 1927616 (in press).

* Toshiya Takaki[1], Ryo Kurimoto[2], Kosuke Hayashi[2], Michio Murase[1], Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe University

# ロッドバンドルにおける気液対向流制限

Counter-Current Flow Limitation in Rod Bundles

*村瀬 道雄[1]，高木 俊弥[1]，西田 浩二[1]，冨山 明男[2]
[1]原子力安全システム研究所，[2]神戸大学

ロッドバンドルにおける気液対向流での落下水制限（CCFL）に対して、流路面積が最も狭い上部タイプレートでの流速を用いるよりバンドル内の流速を用いる方が CCFL データ相互の一致がよいことを示した。

**キーワード：**ロッドバンドル，気液対向流，上部タイプレート，CCFL

**1. 緒言**　前報[1]では、3×3 ロッドバンドルを用いて気液対向流での空気・水実験を行い、落下水制限（CCFL）、ボイド率 $\alpha$（弁締切法）および圧力勾配 $dP/dz$ を測定し、液膜流モデルを用いて壁面摩擦係数 $f_w$ と界面摩擦係数 $f_i$ を求めた。本報では、ロッドバンドルにおける CCFL の従来データ[1-4]を用いて CCFL 相関式について検討した。

**2. 評価の方法と結果**　冷却材喪失事故（LOCA）における BWR 燃料集合体での CCFL 実験[2, 3]が 1970 年代に行われ、上部タイプレートでの流速を用いた Wallis 相関式で整理された。最近では、使用済燃料プール（SFP）での LOCA を対象として CCFL 実験[4]が行われた。従来実験による CCFL データ[1-4]を、上部タイプレートでの流速を用いた Kutateladze パラメータで整理して図 1 に示す。バンドルでの流路面積に対する上部タイプレートの流路面積比 $A_{UTP}/A_{RB}$ は 93.5 % [1]、72 % [2]、約 90 % [3]、82 % [4]である。$A_{UTP}/A_{RB}$ が大きい村瀬ら[1]と Sun [3]が一致し、$A_{UTP}/A_{RB}$ が小さい Naitoh ら[2]と笹川ら[4]が一致している。そこで、CCFL データ[1-4]を、バンドル内流速を用いた Kutateladze パラメータで整理して図 2 に示す。各 CCFL データは相互に一致しており、流路面積が最も狭い上部タイプレートでの流速よりバンドル内での流速を用いるのが適していることを示している。

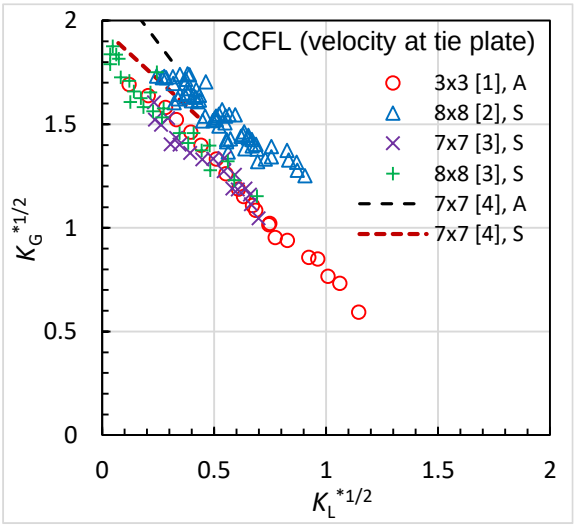



図 1　上部タイプレート流速で整理した CCFL 特性（A: 空気, S: 蒸気）

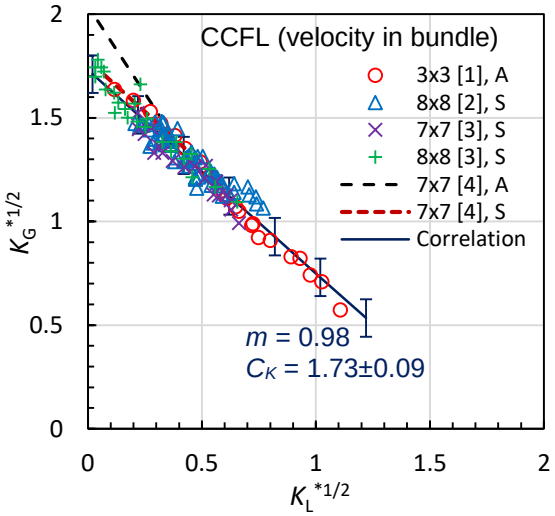



図 2　バンドル内の流速で整理した CCFL 特性（A: 空気, S: 蒸気）

**3. 結論**　従来データを用いてロッドバンドルでの CCFL 特性を評価し、流路面積が最も狭い上部タイプレートでの流速よりバンドル内での流速を用いるのがよいことを示した。

**参考文献**

[1] 村瀬道雄ほか，混相流, **35**(1), pp. 159-167, 2021.
[2] M. Naitoh, et al., JNST, 15(11), pp. 806-815 (1978).
[3] K. H. Sun, 2nd Multiphase Flow and Heat Transfer Symposium, Miami Beach, Florida (1979).
[4] 笹川達也ほか，混相流, **35**(1), pp. 142-149, 2021.

* Michio Murase[1], Toshiya Takaki[1], Koji Nishida[1] and Akio Tomiyama[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc., [2]Kobe University

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

# [3K01-06] Fast reactor equipment

chair: Tomomi Otani (MFBR)

Fri. Sep 10, 2021 9:30 AM - 11:10 AM Room K

## [3K01] A Study on Structures of Reactor Vessel of Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor in case of adopted Three-dimensional seismic isolation system

*Masato Uchita[1], Takayuki Miyagawa[1], Hisatomo Murakami[2], Tetsuji Suzuno[2], Tomohiko Yamamoto[3] (1. JAPC, 2. MFBR, 3. JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM

## [3K02] Improvement of Signal Strength on Primary Heat Transport System Flow Rate in Pool type SFR

*Kazuya Takano[1], Atsushi Kato[1], Masato Uchita[2], Hitoshi Okazaki[3], Risako Ikari[3] (1. JAEA, 2. JAPC, 3. MFBR)

9:45 AM - 10:00 AM

## [3K03] Study on Performance Evaluation of Self-actuated Shutdown System for Sodium-cooled Fast Reactor

*Tomoyuki Hiyama[1], Kosuke Aizawa[1], Jun Kobayashi[1], Akikazu Kurihara[1], Kazuyoshi Nagasawa[2], Hideyoshi Onuma[3] (1. JAEA, 2. NESI, 3. Ascend)

10:00 AM - 10:15 AM

## [3K04] Study on reflection of operating experience of Prototype Fast Breeder Reactor Monju fuel handling system to the next generation FBR

*Masafumi Rekimoto[1], Masato Ando[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Tomoharu Hamano[1], Yasutaka Shiohama[1], Takayuki Miyagawa[2], Hiroyuki Hara[3], Yamauchi Kanau[3], Akihiro Ide[4], Kenichi Tanabe[5] (1. JAEA, 2. JAPC, 3. MFBR, 4. MHI, 5. Fuji Electric)

10:15 AM - 10:30 AM

## [3K05] Development of Failure Probability Evaluation Method with Integrated Energy for Seismic PRA in Fast Reactor

*Shigeki Okamura[1], Takahiro Kinoshita[1], Hiroyuki Nishino[2], Hidemasa Yamano[2], Kenichi Kurisaka[2], Satoshi Futagami[2], Tsuyoshi Fukasawa[3] (1. Toyama Prefectural Univ., 2. JAEA, 3. TDU)

10:30 AM - 10:45 AM

## [3K06] Development of Failure Probability Evaluation Method with Integrated Energy for Seismic PRA in Fast Reactor

*Takahiro Kinoshita[1], Shigeki Okamura[1], Hiroyuki Nishino[2], Hidemasa Yamano[2], Kenichi Kurisaka[2], Satoshi Futagami[2], Tsuyoshi Fukasawa[3] (1. Toyama Prefectural Univ., 2. JAEA, 3. TDU)

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 3 次元免震装置を適用したタンク型 SFR の原子炉構造概念の検討

A Study on Structures of Reactor Vessel of Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor in case of adopted Three-dimensional seismic isolation system

*内田 昌人[1], 宮川 高行[1], 村上 久友[2], 鈴野 哲司[2], 山本 智彦[3]
[1]日本原子力発電, [2]三菱 FBR システムズ, [3]日本原子力研究開発機構

タンク型ナトリウム冷却高速炉（SFR）の原子炉建屋に著者らが提案する 3 次元免震装置を適用した場合の原子炉構造概念を検討するとともに、水平免震装置の場合との比較によりその地震応答低減による原子炉構造の耐震裕度向上等の効果を明らかにした。

**キーワード**：タンク型ナトリウム冷却高速炉、原子炉構造、3 次元免震装置、地震応答低減効果

## 1. 緒言

タンク型 SFR の国内への適用を踏まえたプラント概念の検討を行っている【1】。また、国内適用において重要となる耐震性に関して、その向上策の一つとして 3 次元免震装置の研究開発を行っている【2】。

本検討では、3 次元免震装置を原子炉建屋に適用した場合（3 次元免震プラント）の原子炉構造について、地震応答解析による耐震検討を行うとともに、地震応答低減効果を明らかにするため、水平免震装置の場合（水平免震プラント）の原子炉構造と比較した。

## 2. 耐震検討

電気出力 60 万 kWe のタンク型 SFR の原子炉構造において、地震応答解析を行い、地震動に起因する原子炉容器円筒胴の座屈の防止と原子炉容器下部鏡部の過大な塑性変形の防止の観点から、原子炉容器剛性に係る主要な荷重伝達経路となる構造（容器支持構造物、ルーフスラブ、容器円筒胴及び下部鏡部、炉心支持構造物（ストロングバック））の形状・寸法等を検討した。なお、水平免震装置は積層ゴム、3 次元免震装置はそれに鉛直方向の免震要素として皿ばねと上下オイルダンパを加えた構成としている。

## 3. タンク型 SFR の原子炉構造概念

3 次元免震プラントでは、水平免震プラントと比べ、鉛直方向の地震荷重が低減することから、原子炉容器の鉛直方向の剛性を緩和でき、原子炉構造の各板厚などを削減できた。また、原子炉容器の厚さ等、溶融炉心による機械的エネルギーによる荷重の観点から削減できない部位では耐震裕度向上の程度を確認した。3 次元免震プラントでの原子炉構造概念を図 1 に、各部位の構造比較結果を表 1 に示す。

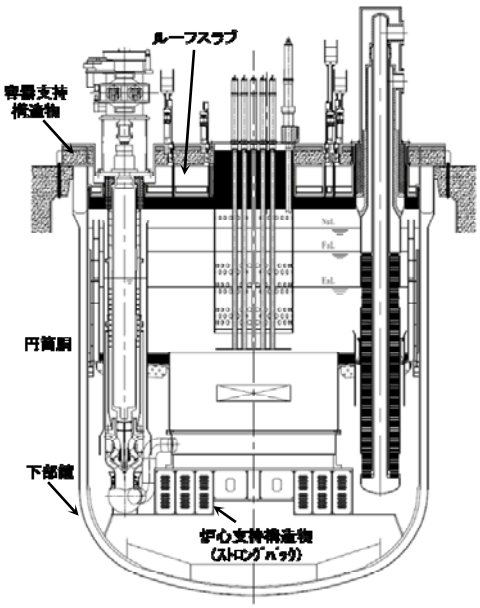



図 1 3 次元免震プラントの原子炉構造概念

表 1 水平免震プラントと 3 次元免震プラントの構造比較結果

| 部位 | 水平免震プラント | 3 次元免震プラント |
|---|---|---|
| 容器支持構造物 | 鋼製ボックス構造によるフランジ型の支持構造 | ルーフスラブからの吊り下げ構造<br>（左記構造よりも容器全長を約 1.5m削減） |
| ルーフスラブ | 構成する鋼板の必要厚さ:50 ㎜程度 | 構成する鋼板の必要厚さ:40 ㎜程度 |
| 炉心支持構造物<br>（ストロングバック） | 構成する鋼板の必要厚さ:50 ㎜程度 | 構成する鋼板の必要厚さ:40 ㎜程度 |
| 原子炉容器<br>円筒胴/下部鏡 | 許容値に対する裕度:1.2/3.2 | 許容値に対する裕度:2.5/4.8 |

本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和２年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果である。

**〈参考文献〉**

【1】宮川ら,“タンク型 SFR の主要機器概念の検討”, 原子力学会 2018 年春の年会予稿集, 東海大学
【2】内田ら,“基準地震動を上回る入力に対する 3 次元免震装置の地震応答に関する基礎的研究”, 原子力学会 2019 年秋の大会予稿集, 富山大学

*Masato Uchita[1], Takayuki Miyagawa[1], Hisatomo Murakami[2], Tetsuji Suzuno[2], Tomohiko Yamamoto[3]
[1]Japan Atomic Power Company, [2]Mitsubishi FBR Systems Inc., [3]Japan Atomic Energy Agency

# タンク型 SFR における 1 次主冷却系流量信号出力向上に関する検討

Improvement of Signal Strength on Primary Heat Transport System Flow Rate in Pool type SFR

*高野 和也[1], 加藤 篤志[1], 内田 昌人[2], 岡﨑 仁[3], 猪狩 理紗子[3]

[1] 日本原子力研究開発機構, [2] 日本原子力発電, [3] 三菱 FBR システムズ

600MWe 級のタンク型ナトリウム冷却高速炉において 1 次主冷却系流量計として設置する電磁石式電磁流量計のノイズ対策として、1 次主冷却系循環ポンプ内の狭小スペースを有効に活用する D 型立体構造の検出器構造を提案し、信号出力の向上を図った。

**キーワード：**ナトリウム冷却高速炉, タンク型炉, 1 次主冷却系流量, 電磁石式電磁流量計

## 1. 緒言

タンク型のナトリウム冷却高速炉の炉心安全において厳しい事象である炉内配管破損事象の検出には 1 次主冷却系流量信号が最も有効である。これまで国内への適用性検討を行ってきた 600MWe 級のタンク型ナトリウム冷却高速炉[1]において、1 次主冷却系循環ポンプ内に設ける流路管に設置する電磁石式電磁流量計を検出器として採用しているが、ポンプモータ等からのノイズの影響が大きいことが想定される。安全保護系信号としての計測の信頼性の向上を図るため、流量計の信号出力向上方策を検討する。

## 2. 電磁石式電磁流量計の信号出力向上方策

電磁流量計の計測原理より信号出力となる起電力を向上させるには、流路管内径、ナトリウム流速、磁束密度を改善する必要があるが、本検討では検出器単体で対策しうる磁束密度に着目する。一般的な形状の電磁石式電磁流量計では、流路管に対して径方向にコイルを巻きつけており、磁束密度を増やす際にはその巻き数を増やすが、ポンプ内の案内管と流路管の間の狭小スペースでは十分なスペースがない。本検討では、ヨークやコイルの形状などの検出器構造を抜本的に見直し、案内管と流路管の間を径方向ではなく軸方向に活用する D 型立体構造（軸方向に伸ばしたヨークにコイルを 4 箇所配置）を提案した（図 1）。これにより、電極に対して流路の上流及び下流側の両側の二つの磁気回路を形成することができ、コイルも軸方向に積層して巻き付けることが可能となり、軸方向にコイル巻き数を増やすことができる。径方向のみに単一の磁気回路を形成する一般的な形状のものに比べ、磁束密度及び信号出力を大幅に増加させることが可能となる。

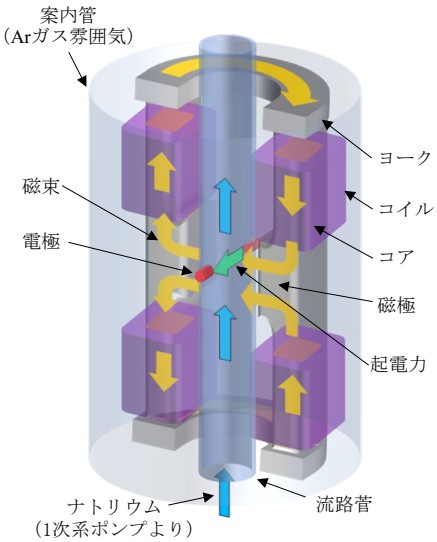



図 1　電磁石式電磁流量計（D 型立体構造）の概念図

## 3. 結論

600MWe 級のタンク型ナトリウム冷却高速炉における 1 次主冷却系流量信号検出器である電磁石式電磁流量計について、案内管と流路管の間の狭小スペースを軸方向に活用する D 型立体構造を提案し、流量計の信号出力向上を図った。本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成３１年度 高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

## 参考文献

[1] 内田, 萩原, 近澤ら, “タンク型 SFR の大型原子炉容器に関する適用性の予備的評価（シリーズ発表） (1)耐震評価, (2)熱流動解析, (3)耐熱評価”, 原子力学会 2017 年秋の大会予稿集,北海道大学, 2017 年 9 月

---

*Kazuya Takano[1], Atsushi Kato[1], Masato Uchita[2], Hitoshi Okazaki[3], Risako Ikari[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Japan Atomic Power Company, [3]Mitsubishi FBR Systems Inc.

# ナトリウム冷却高速炉における自己作動型炉停止機構の性能評価に関する研究 －温度感知合金周辺の速度場計測－

Study on Performance Evaluation of Self-actuated Shutdown System for Sodium-cooled Fast Reactor
- Measurement of Flow Field around Temperature Sensing Part-

*檜山 智之[1]，相澤 康介[1]，小林 順[1]，栗原 成計[1]，長澤 一嘉[2]，小沼 英良[3]
[1]原子力機構，[2]NESI，[3]アセンド

ナトリウム冷却高速炉の自己作動型炉停止機構（SASS）の温度感知合金周辺における流動場を把握するため、燃料集合体出口から温度感知合金周辺までを 1/1 縮尺で模擬した試験装置を用いて水流動試験を実施し、PIV（Particle Image Velocimetry）計測により温度感知合金周辺の流動現象を把握した。
**キーワード**：ナトリウム冷却高速炉，自己作動炉停止機構， PIV

## 1. 緒言

次世代ナトリウム冷却高速炉[1]に採用されている SASS は、温度上昇により温度感知合金が磁性を消失する特性を利用して炉心出口の温度上昇に対して受動的に制御棒を落下させる装置である。SASS を有効に機能させるためには、燃料集合体からの高温流体を効率的に温度感知合金まで導くことが重要である。本研究では SASS の温度感知合金周辺の流動現象を把握し、SASS 設計に資するデータを得るために水流動試験を実施した。

## 2. 試験方法

図 1 に試験装置の概要を示す。燃料集合体出口から温度感知合金周辺までを 1/1 縮尺で模擬しており、PIV 計測を行うため試験部外筒はアクリルで製作している。実機の温度感知合金周辺は高温流体を効率的に導くためにフィンを設けた複雑な構造であるが、本研究では全体流況に着眼することとし円筒で簡易的に模擬している。SASS 有効性評価の熱流動解析[2]から実機 Re 数（燃料集合体出口直径及び燃料集合体出口速度で算出）が $10^5$ を超える乱流域であることから、本試験では Re 数 $3.3\times10^4$～$2.0\times10^5$ の乱流域で PIV 計測を実施した。

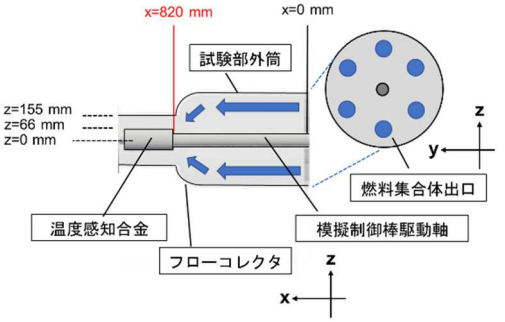



図 1. 試験装置の概要

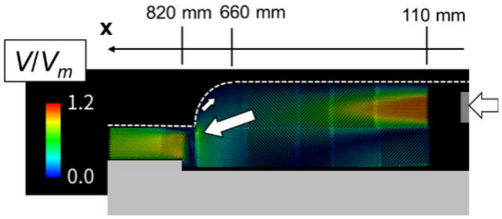



図 2. 流速分布（Re=2.0×10⁵）

## 3. 試験結果

図 2 に PIV 計測部の上部の領域での時間平均流速分布（Re 数 $2.0\times10^5$）を燃料集合体出口の流速 $V_m$ で規格化したものを示す。なお、燃料集合体出口及びフローコレクタ終端近傍については試験装置の構造上、データを取得できない。燃料集合体出口からの流れはフローコレクタの上流で模擬制御棒駆動軸の方向に曲がっており、フローコレクタの壁面の流れは弱いことを確認した。また、燃料集合体出口側において模擬制御棒駆動軸に沿う逆流を確認した。これらの流動現象は試験範囲内で同様であった。図 3 に x=820mm における x 方向流速の時間平均を示す。壁面近傍では x 方向流速がマイナスに転じており、これはフローコレクタの縁で流れが剥離していることが要因と考えられる。x 方向流速は z=130mm 付近で最大となり、それよりも内部軸に近い領域では x 方向流速は若干低い。これらの傾向を含めた流速分布は Re 数によらずよく一致している。

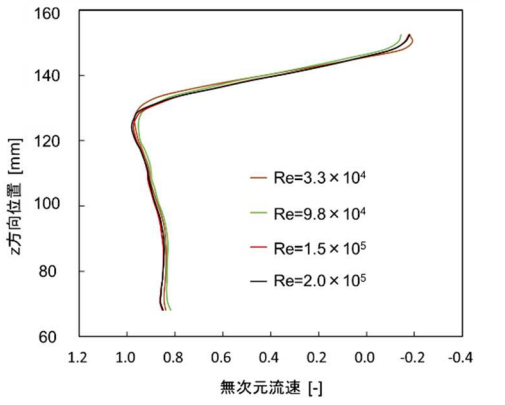



図 3. x 方向流速の時間平均の比較

## 4. 結言

燃料集合体出口から SASS 温度感知合金周辺を模擬した 1/1 縮尺試験装置を用いて PIV 計測により速度場を取得し、特徴的な流動現象を把握するとともに、本試験範囲では速度場の Re 数依存性がないことを確認した。今後は、温度感知合金周辺を詳細に模擬した体系で試験を行う計画である。

## 参考文献

[1] S. Kotake et al., “Development of Advanced Loop-Type Fast Reactor in Japan”, Journal of Nuclear Technology, vol. 170 (2010), pp. 133-147
[2] Hiroyuki Saito et al., “Safety Evaluation of Self Actuated Shutdown System for Gen-IV SFR”, ICAPP2017, 17439, 2017.

*Tomoyuki HIYAMA[1], Kosuke AIZAWA[1], Jun KOBAYASHI[1], Akikazu KURIHARA[1],
Kazuyoshi NAGASAWA[2], and Hideyoshi ONUMA[3] [1]JAEA., [2]NESI, [3]Ascend

# 高速増殖原型炉「もんじゅ」燃料取扱設備運転経験の FBR 次期炉への反映検討について

Study on reflection of operating experience of Prototype Fast Breeder Reactor Monju fuel handling system to the next generation FBR

*暦本 雅史[1]，安藤　将人[1]，近澤　佳隆[1]，加藤　篤志[1]，浜野　知治[1]，塩濱　保貴[1]
宮川　高行[2]，鵜澤　将行[3]，原　裕之[3]，山内　和[3]，井手　章博[4]
古賀　和浩[5]，戸澤　克弘[5]，田邊　賢一[5]，関谷　有弘[5]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]日本原子力発電，[3]三菱 FBR システムズ，[4]三菱重工業，[5]富士電機

高速増殖原型炉「もんじゅ」の廃止措置の中で得られた知見を燃料取扱設備の設計検討に反映するため、得られた知見に対して整理、分析を行い、FBR 次期炉の設計検討への反映項目を抽出した。

**キーワード：**「もんじゅ」，燃料取扱設備，FBR 次期炉

## 1. 緒言

FBR 次期炉における有望な概念としてナトリウム冷却炉が検討されている。この場合、現在廃止措置が進められている「もんじゅ」において、燃料交換及び燃料処理時のナトリウム中等の燃料取扱い等の運転経験にかかる実績を取得することにより有効な知見が得られることが期待できる。これら「もんじゅ」の運転経験を分析・調査することにより、FBR 次期炉設計へ反映すべき項目の整理を行う。

## 2. 燃料取扱設備に係る運転データ等の知見整理及び FBR 次期炉へ反映する項目の抽出

### 2.1　燃料交換時間、燃料処理時間

燃料交換及び燃料処理において、各運転操作に係る所要時間の実績を整理し、分析を行った結果、「もんじゅ」の設計値を大きく上回るプロセスはなく、設計時間どおりに動作していることを確認した。ここで、1 体あたりの処理時間に大きな割合を占めた燃料洗浄設備の燃料洗浄工程や脱湿工程については、更なる分析を踏まえ、運用方法の見直し等による更なる短縮化を検討していく必要がある。また、気圧の変化によるガス置換時間の増加も確認され、FBR 次期炉では、想定すべき低気圧を考慮した設計検討を行う必要がある。

### 2.2　燃料出入機本体に係る、グリッパ爪開閉トルク上昇の不具合、ドアバルブの全閉不良の不具合

これらは、付着ナトリウムの湿分等による化合物化に伴う堆積が原因であった。FBR 次期炉においてはナトリウムが堆積しにくい構造や燃料洗浄設備における湿分除去対策などについて設計検討を行う必要がある。また、メカニカルシールの摩擦抵抗の増加及び経年劣化も確認され、FBR 次期炉ではメカニカルシールの摩擦抵抗低減策などについて設計検討を行う必要がある。

## 3. 結論

「もんじゅ」の廃止措置において得られた知見を用いて整理、分析を行い、燃料洗浄設備、燃料出入機本体の設計検討への反映項目を抽出した。FBR 次期炉においても「もんじゅ」に準じた燃料取扱設備機器を使用することが想定され、これらの成果により FBR 次期炉の燃料取扱設備へ反映することで燃料交換時間短縮や不具合解消が期待できる有用な成果を得ることができた。本報告は、経済産業省からの受託事業である「令和２年度　高速炉に係る共通基盤のための技術開発事業」の一環として実施した成果である。

---

*Masafumi Rekimoto[1], Masato Ando[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Tomoharu Hamano[1], Yasutaka Shiohama[1] and Takayuki Miyagawa[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Japan Atomic Power Company

# 高速炉の地震 PRA のための累積エネルギを用いた破損確率評価手法の開発 （1）評価手法の開発計画

Development of Failure Probability Evaluation Method with Integrated Energy for Seismic PRA in Fast Reactor

(1) Development Plan of Evaluation Method

*岡村 茂樹[1]，木下 貴博[1]，西野 裕之[2]，山野 秀将[2]，栗坂 健一[2]，二神 敏[2]，深沢 剛司[3]

[1]富山県立大，[2]JAEA，[3]東京電機大

高速炉における地震時の確率論的リスク評価（PRA）手法を高度化するため、本研究では，機器に累積した振動エネルギによる破損確率を評価する手法を開発する。本報では、その手法の考え方を提案するとともに今後の開発計画について報告する。

**キーワード**：高速炉，破損評価，耐震評価，振動エネルギ，地震 PRA

## 1. 緒言

高速炉における地震 PRA 手法の高度化に資するため、設計基準地震動を超える地震力が作用した場合における原子炉容器等の重要機器の耐力限界を適切に評価できる手法が必要である。本研究では、機器に累積した振動エネルギによる破損確率を評価する手法を開発するため、試験及び解析研究を行う。本報では、その手法の考え方を提案するとともに今後の開発計画について報告する。

## 2. エネルギを用いた破損確率評価手法の考え方

エネルギの釣合式を用いた建築物の耐震設計手法が開発されている[1]．以下に示すようなエネルギ釣合式から振動系に入力され、蓄積されるエネルギ量を算出することが可能になる。

$$m\int_0^t \ddot{x}\dot{x}dt + c\int_0^t \dot{x}^2 dt + \int_0^t F(x)\dot{x}dt = m\int_0^t \ddot{z}_h\dot{x}dt \quad (1)$$

右辺の総エネルギ入力に着目した評価を行うことで、地震時に入力される地震エネルギと疲労による破損の相関性があり、入力されたエネルギの線形累積損傷則が成り立つことが確認されている[2]。このことから、評価対象の構造概念と材料試験データから、正弦波の入力振動における破損に至る累積エネルギが推定し、地震波等のランダム波による評価を実施することで、エネルギを用いた破損評価が可能になると考えられる。さらに、エネルギ評価を応用することで破損確率の評価が可能になると考えられる。

## 3. 破損確率評価手法の開発計画概要

比較的評価が簡単な形状を対象にエネルギを用いた破損確率評価手法を開発する。そのため、小型振動台による加振試験（正弦波、ランダム波（地震波））を行い、累積するエネルギ量を把握する。また、加振試験と同材料の材料試験（疲労試験）を実施し、材料データと構造概念からエネルギ量を推定する手法を検討する。さらに、検討したエネルギを用いた破損確率評価手法について、形状依存性（破損モード、エネルギ算出方法等を含む）等の検討を行い、原子炉容器等の実機適用性を評価する。

## 4. 結論

破損確率評価手法の考え方及び開発計画を報告した。今後、実機における破損確率評価への適用を目指し、エネルギを用いた破損評価手法を整備する。

### 参考文献

[1] 秋山宏，エネルギーの釣合に基づく建築物の耐震設計，技報堂 (1999)

[2] 皆川他，エネルギー釣合式による機械構造物の地震時疲労寿命評価，日本機械学会論文集 C 編，Vol.75，No.760 (2009)

*S. Okamura[1], T. Kinoshita[1], H. Nishino[2], H. Yamano[2], K. Kurisaka[2], S. Futagami[2] and T. Fukasawa[3]

[1]Toyama Prefectural Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Tokyo Denki Univ.

# 高速炉の地震 PRA のための累積エネルギを用いた破損確率評価手法の開発 （2）材料の疲労試験に基づく累積エネルギの推定

Development of Failure Probability Evaluation Method with Integrated Energy for Seismic PRA in Fast Reactor

(2) Estimation of Integrated Energy based on Fatigue Test of Material

*木下 貴博[1]，岡村 茂樹[1]，西野 裕之[2]，山野 秀将[2]，栗坂 健一[2]，二神 敏[2]，深沢 剛司[3]

[1]富山県立大，[2]JAEA，[3]東京電機大

高速炉における地震時の確率論的リスク評価（PRA）手法を高度化するため、本研究では、機器に累積した振動エネルギによる破損確率を評価する手法を開発する。本報では、材料の疲労試験を行い、加振試験によって試験片が破損するまでの累積エネルギを材料試験結果に基づいて推定したので報告する。

**キーワード：**高速炉，破損評価，耐震評価，振動エネルギ，地震 PRA

## 1. 緒言

高速炉における地震 PRA 手法の高度化に資するため、機器に累積した振動エネルギによる破損確率を評価する手法を開発する。本研究では、機器に累積した振動エネルギによる破損確率を評価する手法を開発するため、試験及び解析研究を行う。本報では、疲労試験から破断サイクル数の関係式を取得し、実施されている加振試験（正弦波）において、破損に至るまでの累積エネルギ[1]の推定に関係式を用いたので報告する。

## 2. 疲労試験

加振試験と同材料のステンレス鋼に対して、ダンベル型の試験片を作製して疲労試験を実施した。試験機には島津製作所製油圧サーボ式疲労試験機（EHF-UG100kN-20L）を使用した。負荷する応力レベルをパラメータとして応力比－1、正弦波の条件で荷重制御にて疲労試験を実施し、応力振幅と破断サイクル数の関係を取得する。試験温度は室温とした。疲労試験の結果から、以下のような関係式を得た。ここで、$S_a$ は応力振幅、$N_f$は破断サイクル数を表す。

$$S_a = -43.06 \times \ln N_f + 724.49 \quad (1)$$

## 3. 累積エネルギの推定手法

エネルギを用いた破損確率評価手法の考え方[2]で示したように、エネルギ釣合式の右辺を用いて、構造物の特性（質量、振動数）、入力加速度、応答速度から累積エネルギを推定する。このとき、エネルギ釣合式は時刻 0～t における運動状態の総和であるから、想定される応力、式(1)、および、構造物の振動数から破損に至るまでの加振時間 t を算出し累積エネルギを推定する。簡易試験体を用いた正弦波加振試験において、入力加速度 30m/s$^2$ の累積エネルギを推定した結果、6kJ 程度となった。加振試験で直接算出した累積エネルギ（4～6kJ）との差異はあるものの、材料試験と構造物の特性から累積エネルギが推定できる見通しが得られた。

## 4. 結論

疲労試験から応力振幅と破断サイクル数の関係式を取得した。加振試験において破損に至るまでの累積エネルギ量を関係式を用いて推定した。材料試験と構造物の特性からエネルギが推定できる見通しが得られた。

## 参考文献

[1] 岡村他，機器に累積した振動エネルギによる破損評価手法に関する基礎的研究（正弦波加振による簡易試験体の累積エネルギ），日本機械学会 第 25 回動力・エネルギー技術シンポジウム (2021)

[2] 岡村他，高速炉の地震 PRA のための累積エネルギを用いた破損確率評価手法の開発（1）評価手法の開発計画，原子力学会　秋の大会 (2021)

*T. Kinoshita[1], S. Okamura[1], H. Nishino[2], H. Yamano[2], K. Kurisaka[2], S. Futagami[2] and T. Fukasawa[3]

[1]Toyama Prefectural Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Tokyo Denki Univ.

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

# [3K07-09] Fast Reactor Core &Fuel 1

chair: Toru Obara (Tokyo Tech)

Fri. Sep 10, 2021 11:10 AM - 12:00 PM Room K

## [3K07] Characterization of BN particle dispersion SiC composites for GFR in SafeG project

*Tatsuya Hinoki[1], Branislav Hatala[2], Zoltán Hózer[3] (1. Kyoto University, 2. VUJE, Inc., 3. Centre for Energy Research)

11:10 AM - 11:25 AM

## [3K08] Neutronics benchmark analysis of FFTF loss of flow without scram test No.13

*Kazuya Ohgama[1], Atsushi Takegoshi[2], Erina Hamase[1], Norihiro Doda[1], Hidemasa Yamano[1], Masaaki Tanaka[1] (1. JAEA, 2. NESI)

11:25 AM - 11:40 AM

## [3K09] Development of transient behavior analysis code for metal fuel fast reactor during initiating phase of core disruptive accident

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

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# SafeG プロジェクトにおける GFR のための BN 粒子分散 SiC 複合材料評価

Characterization of BN Particle Dispersion SiC Composites for GFR in SafeG Project

*檜木 達也[1]，Branislav Hatala[2]，Zoltán Hózer[3]

[1]京都大学，[2] VUJE, Inc.，[2] Centre for Energy Research

EU の Horizon 2020 において、GFR に関する SafeG プロジェクトが開始された。SiC 複合材料は炉心材料の主要な候補材料であり、本プロジェクトにおいては、繊維/マトリックス界面が無くマトリックスに BN を分散させた BN 粒子分散 SiC 複合材料に関して、イオン照射による耐照射特性や高温特性等の評価を行う。

**キーワード：**ガス冷却高速炉，炉心材料，SiC 複合材料

## 1. 緒言

EU の大型プロジェクトである Horizon 2020 において、ガス冷却高速炉（Gas-cooled Fast Reactor: GFR）に関する研究開発プロジェクト「Safety of GFR through innovative materials, technologies and processes (SafeG)」が 2020 年 10 月から開始された。プロジェクトにはスロバキア、チェコ、ハンガリー、ポーランド、フランス、イギリス、ドイツの 14 機関と京都大学が参加しスロバキアの VUJE, Inc.が代表を務めている。SafeG プロジェクトは GFR の実証炉である ALLEGRO の安全性向上のための技術開発を目的としている。京都大学は革新的材料開発のタスクにおいて、京都大学で開発した BN 粒子分散 SiC 複合材料に関する、加速器を用いたイオン照射効果に関する評価の実施とハンガリーの Centre for Energy Research における高温 He 試験等のための管材等の提供を行う。

## 2. SafeG プロジェクトにおける SiC 複合材料評価

### 2-1. イオン照射効果

これまでの研究で、高純度 SiC に関しては、GFR で想定される温度域を含む広い温度域で、1dpa 程度までの損傷量において、寸法変化は一定になり 100dpa のイオン照射でも変化が生じないことが明らかになっている。しかしながら、原子力級 SiC 複合材料で標準的に用いられる繊維/マトリックス界面の C 層に関しては、数 10dpa 程度以上の照射による組織の不安定性が明らかになっている。本研究では C 界面の無い材料として、BN 粒子をマトリックスに分散させた SiC 複合材料を対象としている。BN 粒子を含む SiC マトリックスの耐照射特性の評価を行うために、SiC 複合材料の作製と同様の条件で BN 粒子分散 SiC セラミックスを作製し、京都大学において、イオン照射を行い寸法変化、微細組織、強度特性の評価を行う。これまでに得られている結果では、300℃で 3dpa の照射までは、BN 粒子分散による寸法変化の影響は見られていない。

### 2-2. 高温特性評価用 BN 粒子分散 SiC 複合材料管材の開発

BN 粒子分散 SiC 複合材料に関しては、SiC 繊維、SiC 粉末、BN 粉末、焼結助剤、バインダーなどで構成されるプリプレグシート形成技術が確立している。炭素芯にプリプレグシートを巻き付け積層させ、加圧焼結により内径 10 ㎜、外径 12 ㎜の管材の作製を行った。作製された管材は、ハンガリーの Centre for Energy Research において、室温と 300℃での PCMI 評価のための強度試験、1000～1200℃の He 環境での耐熱試験等に用いられる。

---

*Tatsuya Hinoki[1], Branislav Hatala[2] and Zoltán Hózer[3]

[1]Kyoto Univ., [2]VUJE, Inc., [3]Centre for Energy Research

# FFTF LOFWOS No.13 試験の核計算ベンチマーク解析

Neutronics benchmark analysis of FFTF loss of flow without scram test No.13

*大釜 和也[1]，竹越 淳[2]，浜瀬 枝里菜[1]，堂田 哲広[1]，山野 秀将[1]，田中 正暁[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2](株)NESI

高速炉安全設計手法の精度向上のため、米国高速中性子束試験炉 FFTF LOFWOS 試験解析に関する IAEA 研究協力プロジェクト（CRP）のベンチマーク [1]に参加している。本報では、プラント動特性解析の入力となる反応度係数および同炉に固有かつ重要なガス膨張機構（GEM）による負のフィードバック反応度の評価について報告する。

**キーワード**：ナトリウム冷却高速炉、米国高速中性子束試験炉 FFTF、核設計、ガス膨張機構（GEM）

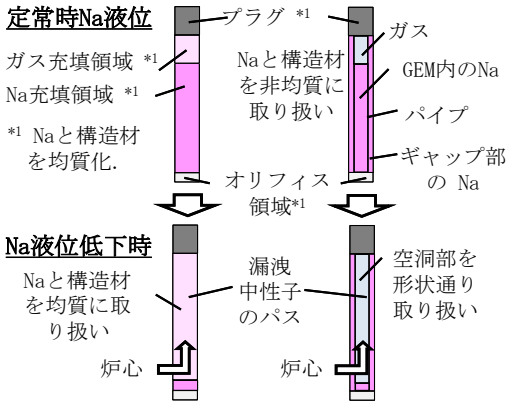
## 1. 緒言

IAEA/CRP における FFTF LOFWOS 試験のプラント動特性ベンチマーク解析の入力条件として必要となる反応度係数の評価を実施した。同試験では、炉心出力制御のためにガス膨張機構（GEM）が、炉心外周部に 9 体装荷されていることが特徴である。図 1 に示すように、流量低下時に、内包されるガス圧力と冷却材（ナトリウム：Na）圧力とのバランスにより、同モジュール内の液位が低下し、中性子漏洩による負のフィードバックにより、炉心出力の低下が期待される。本報では、GEM のモデル化の検討と LOFWOS 試験時の流量低下時の負のフィードバック反応度に着目した評価を実施した結果を中心に報告する。

## 2. 検討条件・解析方法

JENDL-4.0 核データライブラリ及び非均質格子計算により得た実効断面積を用いた 3 次元 70 群拡散計算による基準計算を行い、同計算に輸送、メッシュ及び詳細群・超微細群補正を適用し、反応度係数の最確値を得た。

GEM については、内部の非均質構造に着目した評価を実施した。GEM 内の円筒には、ガス及び Na が充填されている。流量低下時には、円筒内の Na 液位は低下するが、GEM 内のギャップ部の Na は残留している。そのため、内部を均質化してモデル化すると、負のフィードバック反応度を過小評価すると考えられる（図 1（a））。そこで、流量低下時に集合体ギャップ部に残留する Na の空間分布を正確に取り扱えるように、実体系に忠実な幾何形状を模擬したモデル（図 1（b））をモンテカルロ法（MC）にて構築し、評価した。




（a）均質モデル　　（b）非均質モデル

図 1. GEM 均質及び非均質モデル

## 3. 検討結果

図 2 に、Na 液位低下時の反応度について、決定論的な取扱い、GEM を均質とした MC（均質 MC）及び非均質とした MC（非均質 MC）の 3 通りのモデルによる解析結果を示す。決定論及び均質 MC の結果は、挙動がよく一致しており、内部構造を簡略化した決定論モデルの妥当性を確認した。流量が確保され、液位低下が小さいときは、3 つの手法の結果に差はないが、液位低下が大きくなるにつれて、内部構造を反映した非均質 MC に対し、決定論及び均質 MC は反応度を過小評価する傾向となることを確認した。

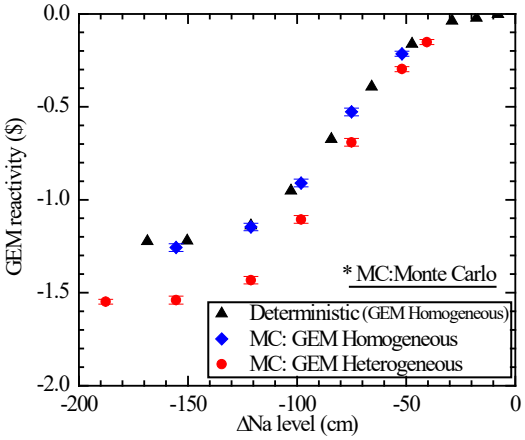



図 2. GEM 反応度の解析結果

## 4. 結言

GEM 反応度解析には内部構造を反映した非均質 MC による精緻なモデル化が重要であるとの知見を踏まえ、プラント動特性解析の入力となる反応度係数を整備した。

**参考文献**　[1] Benchmark Analysis of FFTF Loss of Flow Without Scram Test (https://www.iaea.org/projects/crp/i32011).

*Kazuya Ohgama[1], Atsushi Takegoshi[2], Erina Hamase[1], Norihiro Doda[1], Hidemasa Yamano[1] and Masaaki Tanaka[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] NESI inc.

# 金属燃料高速炉の炉心損傷事故起因過程解析コードの開発
# （1）過出力試験解析に基づくコードの改良

Development of transient behavior analysis code for metal fuel fast reactor during initiating phase of core disruptive accident
(1) Code modification based on experimental analysis of transient overpower tests

*太田宏一[1]，楠見 紘司[1]，山野 秀将[2]，大釜 和也[2]，二神 敏[2]，島田 貞衣[3]，山田 由美[3]
[1]電中研，[2]JAEA，[3]MFBR

金属燃料炉心損傷解析コードCANISを用いてTREAT炉による過出力試験の試解析を行い課題の抽出を行った。コードの改良により、試験後の被覆管減肉量や燃料溶融範囲および溶融燃料の膨張（エクストルージョン）による反応度低下の時刻歴の再現性が向上した。
**キーワード：**高速炉、金属燃料、炉心損傷事故、起因過程、炉心安全性、エクストルージョン

**1. 緒言：** 金属燃料炉心の炉心損傷事故（CDA）評価は、起因過程における即発臨界超過や事故後の再臨界を回避する観点から重要であり、溶融燃料の膨張（エクストルージョン）や炉外排出による負の反応度投入を適切に反映した事象進展を解析する必要がある。電中研では金属燃料高速炉用CDA起因過程解析コードCANISの開発を進めている[1]が、これまでのところ実験結果に基づくCANISの検証は行われていない。そこで、米国の過渡試験炉（TREAT）による過出力試験を対象とする試解析を行い、課題の抽出およびコードの改良を行う。

**2. CANISの概要：** CANISは、二流体モデルを適用する冷却材流路と燃料ピンの熱計算モデル及び反応度計算モデルから構成される1次元チャネルを多数結合することで炉心領域を模擬する1次系一巡の核熱応答解析コードである。照射によって燃料結晶中に蓄えられたFPガス圧を駆動力とし、金属燃料溶融後のエクストルージョンやピン外分散を扱うことができる唯一の国産コードである。

**3. 試験解析：** 米国アイダホ国立研究所の過渡試験炉（TREAT）で行われた過出力型試験のうち、照射済U-19Pu-10Zr[wt%]燃料について行われたM6試験（燃焼度=1.9 at%、5.3at.%）およびM7試験（燃焼度=9.8at.%）[2]の燃料破損に至る直前までを対象に試解析を実施し、被覆管の減肉量や燃料の溶融領域およびエクストルージョンによる投入反応度を比較した。

**4. コード改良：** 試解析の結果に基づき、以下についてCANISの解析モデルや解析条件を改良または修正した。

1）被覆管減肉量が過小評価されているため、高温での被覆管減肉速度の増大モデルを追加。
2）燃料の溶融領域が模擬できていないことから、照射に伴う燃料成分の再分布を考慮し、局所的な組成変化による物性の変化を反映。
3）エクストルージョンに寄与する燃料合金内のFPガス量やボンドNa侵入率を照射条件に応じて反映。

**5. 結果：** コードの改良前後の解析結果をTREAT試験結果[3,4]と比較した。過渡試験後の被覆管減肉量や燃料溶融範囲（図1）およびエクストルージョンによる反応度低下の時刻歴（図2）の再現性が向上することが確認できた。

**6. 結言：** 金属燃料炉心のCDA起因過程における燃料破損前のピン内挙動がCANISによって解析できる見通しが得られた。

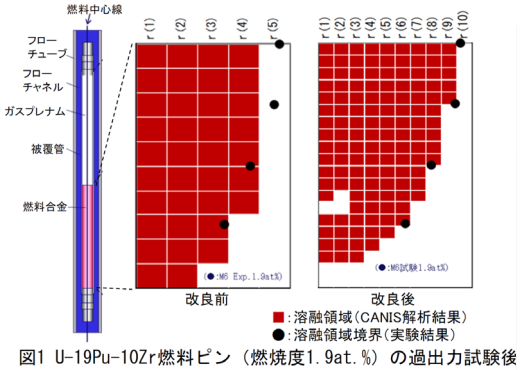


図1 U-19Pu-10Zr燃料ピン（燃焼度1.9at.%）の過出力試験後の燃料溶融領域の解析結果と実験結果[3]の比較

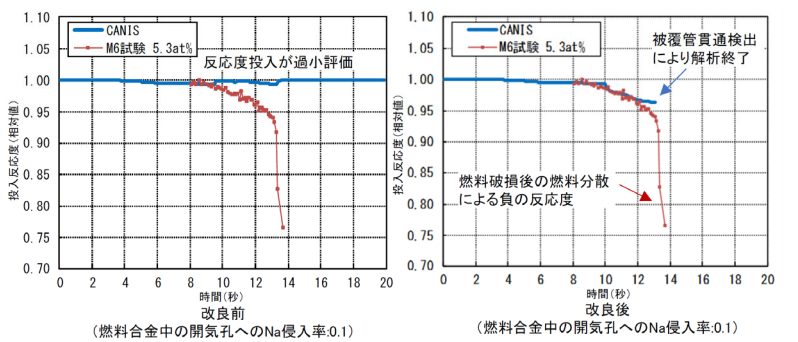


図2 U-19Pu-10Zr燃料ピン(燃焼度5.3at.%)の過出力試験中の投入反応度の解析結果と実験結果[4]の比較

[1] 植田他，電中研研究報告書T03060，[2] T.H.Bauer，et al.，Nucl. Tech.，#92，p325（1990），
[3] T.H.Bauer，et al.，ANL-IFR-124（1989），[4] E.A.Rhodes，et al.，CONF-900804-5(1990).

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「令和2年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」によって得られたものである

*Hirokazu Ohta[1], Kouji Kusumi[1], Hidemasa Yamano[2], Kazuya Ohgama[2], Satoshi Futagami[2], Sadae Shimada[3] and Yumi Yamada[3]
[1]CRIEPI, [2]JAEA, [3]MFBR

General Meeting

# [3K_GM] The 23rd General Meeting of Advanced Reactor Division

Fri. Sep 10, 2021 12:10 PM - 12:50 PM  Room K

## [3K_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Sep 10, 2021 12:10 PM - 12:50 PM  Room K)

# [3K_GM] General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

# [3K_PL] Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

chair: Takaya Ito (MFBR)

Fri. Sep 10, 2021 1:00 PM - 2:30 PM Room K

[3K_PL01] Latest trends of advanced reactor development in Japan and foreign countries

*Hidemasa Yamano[1] (1. JAEA)

[3K_PL02] Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

*Tetsu Suzuki[1] (1. TOSHIBA ESS)

[3K_PL03] High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting

*Kazumasa Suyama[1] (1. MHI)

[3K_PL04] Compact SFR with improved safety and reliability

*Hiroshi Sakaba[1] (1. MHI)

[3K_PL05] Innovative Metal Fuel Small Sodium-cooled Fast Reactor with Inherent Safety

*Hirotaka Nakahara[1] (1. HGNE)

[3K_PL06] Light Water Cooled Fast Reactor Enhancing Flexibility of Fuel Cycle in Japan

*Tetsushi Hino[1] (1. HGNE)

©Atomic Energy Society of Japan

2021年秋の大会

新型炉部会セッション

# 原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況
Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

## (1) 最新の国内外の新型炉開発の状況

(1) Latest trends of advanced reactor development in Japan and foreign countries

*山野 秀将[1], 稲葉 良知[1]
[1]日本原子力研究開発機構

### 1. はじめに

近年、国内外において革新炉導入に向けた活発な動きが見られる。米国では、2020 年に「新型炉実証プログラム（ARDP)」を開始し、高速炉、高温ガス炉、マイクロ炉、溶融塩炉、軽水型小型モジュール炉（SMR）のプロジェクトが進められている。カナダ、英国、ロシア、中国でも同様に新型炉開発が盛んになってきている。我が国においても、経済産業省により、2019 年度から「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」が開始され、民間の活力を活かした革新炉の開発に繋がる研究開発の促進に向けて事業成立性に関する調査（フィージビリティスタディ）が進められている。新型炉開発は原子力研究・開発の将来を開拓する技術分野であり、現在、原子力業界に求められているイノベーションの実現を目標としていることから、若い世代を原子力研究・開発へと惹きつけるもっとも魅力的な分野のひとつである。本講演では、主要な開発国を対象に国外の開発動向を紹介するとともに、国内においては 2050 年カーボンニュートラルに向けた原子力イノベーションに係る革新炉開発の動向を主に紹介する。

### 2. 国外の開発動向

#### 2-1. 米国

米国エネルギー省（DOE）は 2020 年 5 月、「新型炉実証プログラム（ARDP)」を開始した。ARDP には、5～7 年以内に実証可能な先進型原子炉、将来の実証リスク低減を目的とした技術・運転・規制課題解決、2030 年代半ばに実用化が期待される革新的先進型原子炉概念の 3 つのカテゴリーがあり、公募により選ばれた先進型原子炉開発プロジェクトに対して資金援助を実施する。2020 年 10 月には実証炉カテゴリーとして TerraPower 社のナトリウム冷却高速炉（Natrium 炉）と X-Energy 社の高温ガス冷却炉（Xe-100）が選定され、前者は 2021 年 6 月にワイオミング州、後者は 2021 年 4 月にワシントン州に建設する方向と発表された。また、2020 年 12 月には他の 2 つのカテゴリーについても原子炉概念が選定された。

アメリカ航空宇宙局（NASA）は DOE と共同で深宇宙探査用核熱推進技術の開発を進めており、2021 年 7 月に有望な原子炉技術の詳細な設計概念と価格に関する提案募集に応じた企業の中から、BWX Technologies（BWXT）社、General Atomics Electromagnetic Systems（GA-EMS）社及び Ultra Safe Nuclear Technologies（USNC-Tech）の 3 社を選定したと発表した。今回の 3 社が開発に関わる SMR は、深宇宙探査用核熱推進の重要機器であり、HALEU 燃料（U235 の濃縮度が 5～20%の低濃縮ウラン）を使用する予定である。

国防総省は遠隔地で電力を得る技術開発としてプロジェクト Pele を立ち上げ、2020 年 3 月に Westinghouse 社、BWXT 社及び X-Energy 社に対して小型モバイル原型炉を設計する契約の締結を発表した。

その他、先行して設計承認のための安全審査を進めていた NuScale Power 社はアイダホ国立研究所（INL）に小型 PWR の建設を計画しており、2021 年 4 月に日揮 HD、2021 年 5 月に IHI が出資を表明したことは記憶に新しい。INL には Oklo 社の超小型高速炉 Aurora も建設計画がある。また、GE Hitachi Nuclear Energy 社は BWRX-300 の設計承認のための先行審査を 2020 年 1 月から開始しており、2021 年 7 月には燃料供給のた

*Hidemasa Yamano[1], Yoshitomo Inaba[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

めの協力覚書を結ぶなど実用化への動きを活発化している。

以上のように、米国は、多くのプロジェクトを立ち上げ、商業原子力技術における国際的リーダーシップの再構築を狙っている。また、米国では再生可能エネルギーだけでなく、原子力が必要不可欠であるということが政府、議会、民間全ての共通認識となっている。原子力技術に関して、米国では現在建設中のヴォーグル 3,4 号機以降は大型の従来炉が建設される可能性はほぼゼロに等しく、現在、官民共同で開発が進められている SMR に移行が見込まれる。SMR は柔軟な設計が可能で、負荷追従性に優れることから再生可能エネルギーとの併用性に優れることや、熱供給や水素製造といった発電以外の用途にも活用できる利点を持つ。さらに、米国は、先進炉開発を円滑に行い、次世代炉のスタンダードを確立して世界に広めていくことは、国家安全保障とともに、核不拡散・核セキュリティの観点からも極めて重要だと考えている。

**2-2. カナダ**

政府は、2018 年に SMR ロードマップを策定し、2020 年 12 月には SMR アクションプランと公表し、ステークホルダーを交えて SMR 導入に向けた道筋を提示した。同プランでは、100 以上の機関が参加して、各組織の SMR 導入に向けた具体的アクション（SMR 開発、サプライチェーン構築、立地地域の合意形成、輸出支援等）が整理されている。また、電気事業者により国内建設サイト候補や想定ベンダー候補が提示され、2020 年代後半から 2030 年代中頃にかけて導入することが提案されている。

カナダでは数年前から既設炉より建設費が安く安全性が向上するだけでなく、北部の遠隔地域でのエネルギー源として、SMR の適合性がクローズアップされ、官民挙げて開発が進められている。カナダ原子力研究所（CNL）内に 2026 年までに実証炉を建設する計画で、2018 年に溶融塩炉の Terrestrial Energy 社と高温ガス炉の StarCore Nuclear 社、Global First Power 社、U-Battery カナダ社の 4 社が選定され、評価中である。2019 年に３州（オンタリオ州、ニュー・ブランズウィック州及びサスカチュワン州）の州政府がカナダ国内で SMR を開発・建設するための協定を締結し、2021 年 4 月に 3 州の電気事業者が共同で実施した SMR 開発の実行可能性調査結果が公表された。また、同時期にアルバータ州も、SMR 開発協力に加わった。オンタリオ州では、送電網への接続が可能な出力 30 万 kW 程度の SMR 初号機を 2028 年までに建設し、これに続くフェーズで最大 4 基の SMR の最初の一基を 2032 年までにサスカチュワン州内で完成させる。複数の地点で早急かつ効率的に SMR を建設できるよう、共通技術を 1 つに絞り込み SMR 群を一まとめに建設するアプローチを取っており、2021 年末までに採用技術と開発企業を選定する。ニュー・ブランズウィック州では、ARC 社のナトリウム冷却・プール型高速中性子炉 ARC-100 の実証炉を 2030 年までに完成させる。また、Moltex Energy 社の燃料ピン型溶融塩炉（SSR-W）と廃棄物リサイクル施設を 2030 年代初頭までに稼働可能にする。

規制機関（CNSC）においては、12 件もの事前設計審査が申請されている状況であり、米国原子力規制委員会（NRC）と Terrestrial Energy 社の一体型溶融塩炉の共同技術審査も行われている。また、2021 年 5 月には超小型ガス炉 MMR のサイト準備許可申請が技術審査に移行しており、SMR 開発が非常に活発になっている。

**2-3. 英国**

政府は、2018 年から先進モジュール炉（AMR）の実行可能性調査を行い、2020 年 7 月に核融合炉の Tokamak Energy 社、鉛冷却高速炉の Westinghouse UK 社、高温ガス炉の U-Battery Developments 社の３社を選定した。AMR にとどまらず、既存技術を活用し、より実現可能性が高いとも言える PWR 型 SMR 開発も支援する方針を採っている。Rolls-Royce 社が率いるコンソーシアムは 2030 年代初頭に初号基完成を皮切りに 2035 年までに最大 10 基の建設を目指しており、2021 年秋の設計審査に向けて設計の調整・改善を図っている。英国政府は、気候変動対策のために原子力発電を活用していくという方針を堅持している

**2-4. ロシア**

ナトリウム冷却高速炉については、880MWe 級の実証炉 BN800（スヴェルドロフスク州ザレーチヌイのベロヤルスク原子力発電所に設置）が 2016 年 10 月から商業運転に入り、実用炉 BN1200 が設計中であり、2030 年に建設が着工する見込みであり、ロシアが世界で最も実用段階に近い。鉛冷却高速炉については、2021 年

6 月に BREST-300（トムスク州セベルスク）の建設工事に着手した。鉛ビスマス冷却高速炉については、100MWe 級の小型炉 SVBR-100 を開発中であり、2020 までに建設予定（2013 年時点）であったが、計画が遅延している。2028 年までにロシア初の陸上設置式 SMR 完成に向け、ロスアトム社は設置予定のサハ共和国政府と電力売買で合意に達したと 2020 年 12 月に発表された。これは 5 万 kWe 級 SMR だが、その設計のベースは原子力砕氷船用に開発した「RITM-200」設計であり、2020 年 10 月に就航した最新式の原子力砕氷船「アルクティカ」に搭載されている。また、同社は海上浮揚式原子力発電所用の SMR ついても開発を進めている。出力 3.5 万 kW の小型炉「KLT-40S」を 2 基装備した「アカデミック・ロモノソフ号」は、2020 年 5 月に極東チュクチ自治区内の湾岸都市ペベクで商業運転を開始した。

**2-5. 中国**

ナトリウム冷却高速炉については、中国高速実験炉（CEFR）が 2014 年 12 月に 100%出力運転を達成し、実証炉 CFR600 が 2017 年 12 月に建設開始され 2023 年に完成予定である。また、実用炉 CFR1000 が設計中であり、2030 年代に運転開始の見込みである。高温ガス炉については、実証炉 HTR-PM の建設が完了し、本年中に臨界の予定である。その他、溶融塩炉や鉛冷却炉の研究も進められている。

軽水炉については、2021 年 5 月に 50 基目の商用炉が送電網に接続され、現時点では世界で最も速いペースで原子力発電所を建設している。また、2021 年 7 月には、中国南端の海南省（海南島）に位置する昌江原子力発電所で、12.5 万 kWe の多目的一体型 SMR「玲龍一号」の実証炉建設工事を正式に開始したと発表した。

中国は主に大型原子炉を建設しているが、中国核工業集団公司（CNNC）によれば、SMR は分散型エネルギー源として海水脱塩や地域冷暖房用の熱供給に加えて、離島や鉱山地区、エネルギー多消費産業に対するエネルギー源として利用可能であり、様々なシナリオに対応できるとのことである。

**3. 我が国の開発動向**

2021 年 6 月に、政府は「2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」を発表した。原子力産業については、以下のように記述される。

*2050 年カーボンニュートラル実現に向けては、原子力を含めたあらゆる選択肢を追求することが重要であり、軽水炉の更なる安全性向上はもちろん、それへの貢献も見据えた革新的技術の原子力イノベーションに向けた研究開発も進めていく必要がある。原子力は大量かつ安定的にカーボンフリーの電力を供給することが可能な上、技術自給率も高い。更なるイノベーションによって、安全性・信頼性・効率性の一層の向上、放射性廃棄物の有害度低減・減容化、資源の有効利用による資源循環性の向上を達成していく。また、再生可能エネルギーとの共存、カーボンフリーな水素製造や熱利用といった多様な社会的要請に応えることも可能である。*

*現行軽水炉では、中露が政府ファイナンスをバックに市場を席巻しており、米英加を始めとした先進国では小型炉、革新炉に活路を見出し、2030 年前後の商用化を目指して大規模政府予算を投入して研究開発を加速している。目標として①国際連携を活用した高速炉開発の着実な推進、②2030 年までに国際連携による小型モジュール炉技術の実証、③2030 年までに高温ガス炉における水素製造に係る要素技術確立、④ITER 計画等の国際連携を通じた核融合研究開発の着実な推進を目指す。*

2021 年 7 月に経済産業省総合資源エネルギー調査会基本政策分科会にて発表されたエネルギー基本計画（素案）では、新計画は「2050 年カーボンニュートラル（2020 年 10 月表明）、2030 年の 46%削減、更に 50%の高みを目指して挑戦を続ける新たな削減目標（2021 年 4 月表明）の実現に向けたエネルギー政策の道筋を示すことが重要テーマ」と位置付けられている。2030 年に向けた政策対応のポイントとして、原子力の研究開発については、「2030 年までに、民間の創意工夫や知恵を活かしながら、国際連携を活用した高速炉開発の着実な推進、小型モジュール炉技術の国際連携による実証、高温ガス炉における水素製造に係る要素技術確立等を進めるとともに、ITER 計画等の国際連携を通じ、核融合研究開発に取り組む」と明記された。

基本政策分科会に先んじて行われた 2021 年 4 月の総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力小委

員会では、「2050 年カーボンニュートラルに向けて、一層の安全性向上、安定供給、資源循環、柔軟性などの課題を克服すべく、官民の取組により、複線的 R&D 投資で死の谷（実用化のギャップ）を越えていくことが必要」と明記され、原子力イノベーションの貢献の可能性が述べられている。原子力イノベーションの創出に向けた支援として、経済産業省及び文部科学省は、日本原子力研究開発機構と共に原子力イノベーションを加速するための環境整備の取り組みを令和元年度より開始した。経済産業省は令和元年度より「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」を開始し、民間主体の革新炉の開発に繋がる研究開発の促進に向けて事業成立性に関する調査（フィージビリティ調査）を実施してきた。令和 2 年度末の継続審査において、技術成熟度や市場性等の観点で 9 件が絞り込まれた。現在、軽水冷却 SMR では、NuScale、BWRX-300、多目的 PWR、高速炉では、PRISM、粒子型金属燃料ナトリウム冷却炉、軽水冷却高速炉、高温ガス炉では、水素製造/発電コジェネレーション高温ガス炉、蓄熱型高温ガス炉、さらに多用途モジュール式マイクロ炉の開発が進められている。

複線的 R&D 投資戦略は、原子力を安全・安定的に活用していけるよう戦略的にサプライチェーンを維持・強化するとともに、一般産業品活用や３D プリンティング技術といった調達・製造等のプロセスイノベーションを推進する。また、革新的サイクル技術による高レベル放射性廃棄物低減の追求のため、高速炉開発は国際連携・異業種連携を活用する。さらに、SMR 技術で負荷追従性を向上させ、高温ガス炉や核融合炉の超高温を活用した水素製造・熱利用を推進する。

**4. おわりに**

米国、カナダ、英国、ロシア、中国における最新の新型炉開発の動向を概説するとともに、我が国における 2050 年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略に係る新型炉開発に係る動向を紹介した。現在、原子力を利用している国の多くがカーボンニュートラルを表明している中、原子力は脱炭素化の有力な技術選択肢として、多くの国が原子力発電を活用していく方針を堅持している。また、欧米との国際連携を通じて原子力発電所の新規導入国（東欧・アジア等）への展開も考えれば、日本の原子力技術が世界の脱炭素化に貢献可能である。新型炉開発は若い世代を原子力研究・開発へと惹きつける魅力的な分野であるため、今後も、民間の活力を活かした革新炉開発に国が支援していき、日本の原子力の人材・技術・産業基盤の維持・強化に繋げていくことが重要である。

2021年秋の大会

新型炉部会セッション

# 原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況
Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

## （2）早期実用化と機動的運用が可能な蓄熱型小型モジュール高温ガス炉

(2) Early Deployable Small Modular HTGR Plant with Heat Storage System

*鈴木 哲[1]，神保 昇[1]，藤原 斉二[1]，田邉 賢一[2]，田澤 勇次郎[2]，定廣大輔[2]，
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社，[2]富士電機株式会社

### 1. 緒言

高温ガス炉は、高い安全性（①自然に炉停止、②自然に冷却、③高い放射性物質閉じ込め能力）を有し、高い出口温度を活かした熱利用による温室効果ガス排出量削減、さらには二酸化炭素を排出しない水素製造熱源として水素社会の実現といった多方面への貢献が期待されている原子炉であり、日本では国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、JAEA）を中心として研究開発が進められている。JAEA が所有する高温工学試験研究炉（以下、HTTR）は東芝エネルギーシステムズ（以下、東芝 ESS)、富士電機株式会社（以下、富士電機）をはじめとする国内メーカーによって設計、建設され、平成 10 年に初臨界、平成 16 年に世界で初めて 950℃のヘリウムガス取り出しに成功するなど、高温ガス炉の基盤技術の確立に向けた研究開発の中心的な役割を担っており、高温ガス炉技術は我が国が原子力安全に関する分野で世界に貢献し得るポテンシャルを有する原子力システムのひとつと考えられる。また、東芝 ESS では、水を原料とし、高温ガス炉を熱源とした高温水蒸気電解法による CO2 フリーの水素製造技術の開発を推進しており、高温ガス炉利用の有力なオプションと考えている。

東芝 ESS と富士電機は､HTTR 建設後も小型高温ガス炉 HTR50S[1]の概念設計を JAEA の下で実施する等、高温ガス炉開発を継続しており、現在､、共同で早期実用化と機動的運用が可能な蓄熱型小型モジュール高温ガス炉の開発を実施している。東芝 ESS は全体システム取り纏め、冷却系等を担当し、富士電機は炉内構造物、蓄熱システム等を担当している。また、電力事業者によるレビューや外部有識者委員会による安全設計レビュー、プラント仕様レビューを適宜実施している。

本発表は、上記蓄熱型小型モジュール高温ガス炉プラントの概要と、実用化に向けた取り組みについて報告する。

### 2. プラント概要

#### 2-1. プラントシステムの全体概要

本発表の高温ガス実用炉は、2030 年代に想定される高温ガス実用炉建設を視野に入れ、高温ガス炉固有の安全性を活かした設計を行うことにより社会受容性を持つこと、確立した技術を採用することで早期実用化と開発費圧縮を行うことをコンセプトとして設定した。更に、太陽光発電等、再生可能エネルギー（以下再エネ）普及時代に、再エネと共存可能な出力可変システム（蓄熱システム）を備えることとし、プラント概念を構築した。表 1 に HTTR と本発表の高温ガス実用炉の仕様比較を示す。

早期実用化の観点から、原子炉本体は JAEA で開発された GTHTR300[2]と同等の仕様とし、スケールメリットを活かすため、熱出力は安全性を維持できる範囲で最大を目指し 600MWt とした。HTTR と比較して冷却材圧力を 2 倍以上高く設定して除熱能力を向上させており、出力密度も 2 倍以上として炉心小型化による経済性向上を目指している。また、平均燃焼度も 5 倍以上とし、燃料交換間隔を広げている。

GTHTR300 の原子炉システムは高温ガス炉固有の安全性を備えており、事故時においても放射性物質の放出を最小限に抑え周辺住民の避難対応の負荷を大幅に低減する原子炉システムを構築することが可能と考えられ、社会受容性に優れている。固有安全性を活かして、HTTR で使用された鋼製原子炉格納容器を排した閉じ込め概念（コンファインメント）を採用するとともに、原子炉圧力容器（以下、RPV）と蒸気発生器（以下、SG）を横並びに配置（サイド・バイ・サイド）して高温二重配管を短縮することにより経済性向上を考

慮している。なお、図 1 に示す蓄熱システムありの場合は SG の代わりに中間熱交換器が配置されるサイド・バイ・サイド構成になる。更に、二重配管の外管を圧力容器として扱うスリーベッセル概念の導入により、供用期間中検査を行うことで二重管破断回避を図り、安全性向上にも配慮している。RPV 周辺には空冷自然循環による炉容器冷却設備を設置し、受動的な RPV 冷却を行う。

経済性向上の観点では、原子炉出口温度を GTHTR300 の 850℃から 750℃に低下させることで、RPV の材料を、廉価かつ既設軽水炉での使用実績のあるマンガン・モリブデン鋼に変更する等、コストダウンしている。また、発電システムもコンベンショナルな蒸気タービン発電を選択し、開発費を圧縮しているが、原子炉出口温度は 750℃でも蒸気発電には十分であるとともに，蓄熱システムとの整合性もよく、既設軽水炉の平均的な発電効率 33%程度に対して 42%（蓄熱なしの場合）を達成し、経済性向上に寄与している。なお、海外の設計例では、建設中である中国の HTR-PM 炉や米国 NGNP (Next Generation Nuclear Plant)に採択された SC-MHR が、成熟した技術として原子炉出口温度 750℃及び蒸気発電を採用している[3]他、近年、SMR として米国・英国・カナダ等で開発されている高温ガス炉の多くも同様の温度・発電システムを採用している[4]。更に、600MWt の原子炉システムを 1 モジュールとして、4 モジュールで 2400MWt のプラントを構成する想定であり、モジュール化による量産効果と蒸気タービンのスケールメリットを考慮すると、経済性向上を期待できる。

再エネと共存可能な電気出力可変システムとしては、太陽熱発電で実績のある溶融塩蓄熱システムを選択した。原子炉出力は一定を維持し、蓄熱タンクへの蓄熱と二次側(蓄熱システム側)の流量調整のみで再生可能エネルギーの出力変動による電力需要変動に応じた発電量の調整が可能なシステムを検討した。

図 1 に現在検討している蓄熱システムを備えたモジュール型高温ガス炉の概念を示す。

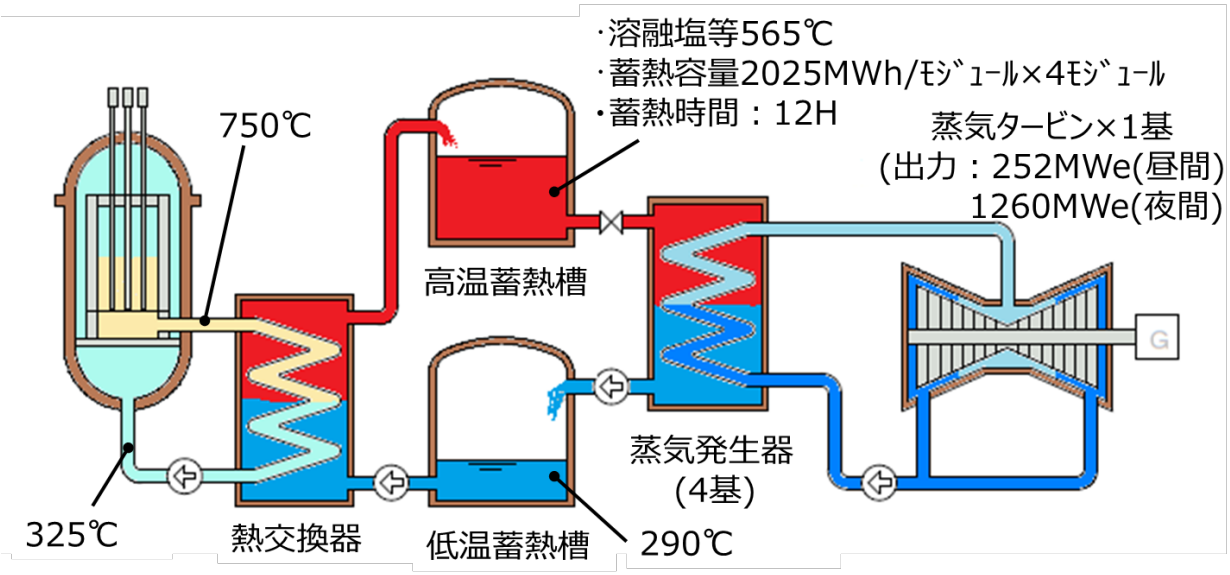



**図 1　蓄熱システムを備えたモジュール型高温ガス炉**

| 主要目 | HTTR | 実用炉 | 変更の考え方 |
|---|---|---|---|
| 原子炉熱出力 | 30MW | 600MW | 熱出力の最大化 |
| 冷却材 | ヘリウムガス | | 同じ |
| 原子炉入口温度 | 395℃ | 325℃ | 高温化による技術課題を回避し、実用的な選定 |
| 原子炉出口温度 | 850(950)℃ | 750℃ | |
| 冷却材圧力 | 4MPa | 7MPa | 高圧化によるコンパクト化 |
| 炉心構造材 | 黒鉛 | | 同じ |
| 炉心有効高さ | 2.9m | 8.4m | 出力増加による大型化 |
| 平均燃焼度 | 22GWd/t | 120GWd/t | JAEA殿開発中 |
| 出力密度 | 2.5MW/$m^3$ | 5.8MW/$m^3$ | JAEA殿開発中 |
| 燃料 | 二酸化ウラン・被覆燃料粒子/黒鉛分散型 | | 同じ |
| 燃料体形式 | ピン・イン・ブロック型 | | 同じ |
| 原子炉圧力容器 | 2・1/4Cr-1Mo鋼 | Mn-Mo鋼 | 軽水炉の実績（材料） |
| 原子炉圧力容器内径 | 5.5m | 7.6m | 出力増加による大型化 |
| 発電方式 | – | 蒸気タービン | 発電機能を追加 |
| 閉じ込め機能 | 鋼製格納容器 | コンファインメント | コスト低減等 |
| 炉容器冷却設備 | 強制水冷 | 空冷自然循環 | パッシブ化による信頼性向上 |

**表 1　原子炉系の基本仕様**

### 2-2. 蓄熱システムの概要

蓄熱システムは、高温ガス炉発電プラントに再エネの電力需給変動に対する調整力を与えることを目的とし、原子炉系と蒸気タービン発電系の間にアドインする。現時点では、原子炉および蓄熱システムを 4 モジュール、蒸気タービン 1 ユニットのマルチモジュール原子炉プラントを想定した。SG は 4 基、タービン建屋側に付属する。原子炉から蓄熱システムの範囲は共有せずにモジュールごとに独立した設備とすることにより、プラント全体出力の要求に応じたモジュール数の設定や原子炉ごとのメンテナンスを可能とした。また、蓄熱システムがある場合、1 次冷却系と SG は直接接続しないため、SG の伝熱管破損による 1 次系への水侵入を想定する必要はなくなる。このため、水侵入による 1 次冷却材圧力の上昇、反応度添加、黒鉛酸化による炉心及び炉心支持構造物への悪影響については想定が不要となる。その他の安全シナリオについては蓄熱システムの有無で大きく変わらない見通しである。

また、原子炉出力は一定運転を維持しながら、負荷要求に応じて蓄熱システムから水・蒸気系への熱供給量と水・蒸気系流量を増減させて発電量を調整することで、稼働率を下げずに発電調整可能としている。本システムの出力変更パターンを図 2 に示す。現状では，すでに太陽光発電等の出力制御が行われており、電力需給状況としては、日負荷で見た場合、太陽光発電の発電量の小さい朝及び夕方は需要が高く、太陽光発電の発電量が増加する昼間は供給が多くなっている。これらの状況を考慮して、6:00～18:00 等を蓄熱需要があると想定して、蓄熱時間は 12 時間を基本とした。図 2 に示す出力変更パターンは、昼間の太陽光発電がピークになる時間帯は本プラントのタービン出力を下げ蓄熱を主とし、夜間はタービン出力を増加させる三角パターンとした。なお、現時点では、最低出力はタービンを停止しない 20%で設定しているが、蓄熱容量が増加しない範囲では蓄熱時間等の調整は可能である。

本蓄熱システムの主な構成は高温蓄熱槽と低温蓄熱槽から構成される 2 タンク方式とした。海外の太陽熱発電プラントで実証済みであり、技術的成立性等の課題はないと考えられ、早期に採用可能である。高温ガス炉の炉心出口温度 750℃に適合する蓄熱媒体としては溶融塩(ソーラソルト：60wt.%NaNO3 / 40wt.%KNO3)を採用するとともに、ソーラソルトの耐熱温度や融点を考慮して、高温槽 565℃/低温槽 290℃の温度条件を設定した。本温度については、太陽熱発電の海外実証施設で実証例があり、技術的に採用可能である。

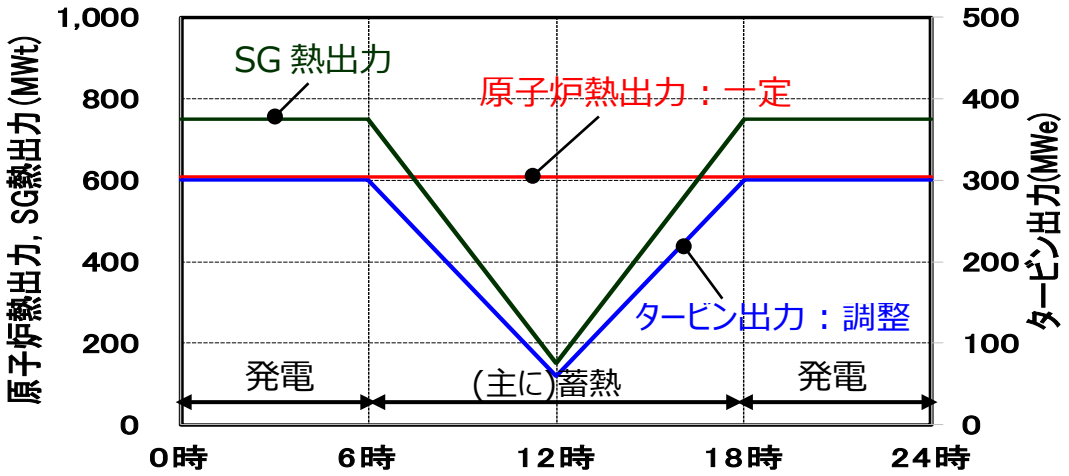



図 2　蓄熱システムの出力パターン

**2-3. プラント配置概念**

図 3 に蓄熱システムと組み合わせた高温ガス炉蒸気タービン発電プラントの鳥観図を示す。

原子炉建屋には 600MWt の原子炉とヘリウム - 溶融塩熱交換器を 1 セットとしたモジュールが 4 基設置され、周辺部には 4 モジュールの共用設備である放射性廃棄物廃棄施設、燃料取扱及び貯蔵設備、制御室等を設置する。原子炉建屋は地下 6 階、地上 3 階の建屋構成とし、平面寸法は約 83m×約 74m になる見通しである。タービン建屋には 4 基の SG と、蒸気タービン 1 基及び発電機、復水器、給水加熱器等が設置される。なお、蓄熱システムがない場合には、原子炉建屋内の熱交換器が SG に置き換わるが、熱交換器と SG の寸法はほぼ同じになる見通しであるため、原子炉建屋寸法は変更されない想定である。

蓄熱槽は原子炉モジュール 1 基につき高温と低温の 2 基が必要なので、合計 8 基となる。蓄熱槽の容量は、海外実証プラントの設計を参照し、高温側溶融塩温度 565℃、低温側溶融塩温度 290℃、蓄熱容量 2025MWh、蓄熱 12 時間として評価したところ、約 26,000 トン／槽となった。蓄熱槽は、内径 45m、高さ 15m の円筒構造物になる見通しである。

以上に加え、搬出入建屋、海水熱交換器建屋、補助ボイラ建屋、給排水処理建屋、開閉所、排気筒などを考慮した結果、図 3 に示すプラントの敷地面積は 350m×450m となった。

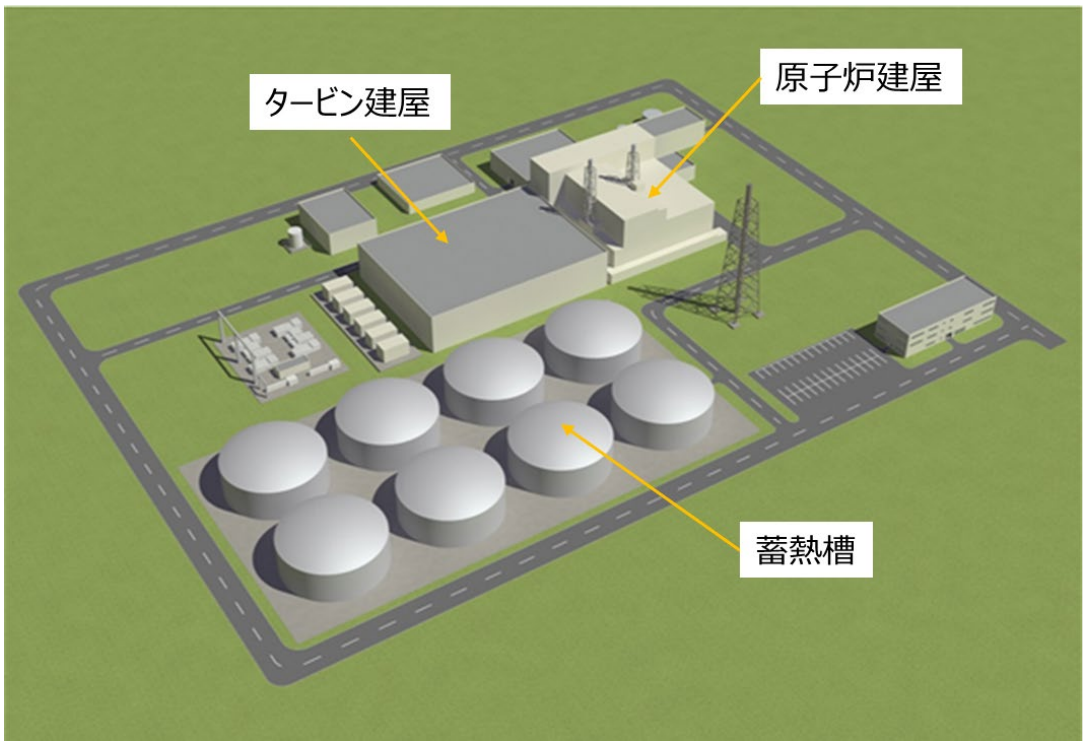



図 3　蓄熱システムを備えた 1GWe 級蒸気タービン発電プラントの鳥観図

### 3. 実用化に向けた取り組み

前項までに述べた高温ガス実用炉の概念を実用化するにあたっては、規制への適合性が求められるため、既存の実用発電用原子炉の規則（「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」）の基本的な構成を変えずに、解釈等の説明を考慮し、試験炉用の規則、先行研究を参照して高温ガス炉の特徴を考慮した規則案（安全設計の方針、要件案）を検討した。その結果、設計基準対処設備等の主な条文は高温ガス炉固有の記載に変更することで、規制主旨に大きな変更はなく対応可能であることを確認した。また、重大事故を防止する重大事故対処設備に関しては、対処すべき事象について高温ガス炉固有の記載に変更するとともに要件も変更する必要があり、重大事故が発生した場合における規則については、高温ガス炉の特長を考慮して変更することも必要である。

実用化においては高温ガス実用炉の安全性を示すことも必要であり、まず、マスターロジックダイヤグラム手法による安全評価事象の抽出を行った。今回は、被覆燃料粒子、原子炉冷却材圧力バウンダリを中心に放射性物質の放出に至る異常事象を抽出し、既設炉、既往研究を参考にグループ化（純化系、気廃系、燃取系は別途検討）を行い、代表事象を選定した。選定された代表事象は、出力増加事象（制御棒の誤引き抜き）、1 次冷却材流量減少（主循環ポンプ故障）、除熱機能喪失（水・蒸気系異常）、外部電源喪失、1 次冷却材喪失事故、SG 伝熱管破損事故、炉内局所閉塞事故の 7 つである。

次に、7 つの起因事象について、イベントツリー作成を作成した。事故シーケンスの考え方として、原子炉トリップに失敗しても固有安全性により低出力静定となる。また、残留熱除去系の起動に失敗した場合でも、制御棒等が挿入され炉停止していれば、放熱によっても炉心損傷は回避できる設計が可能であり、その方針で進めている。ただし炉容器健全性の判断基準、補助冷却系の維持等については今後検討の必要がある。SG 伝熱管破損の水侵入事故、1 次冷却材喪失事故（空気侵入事故）については炉停止、除熱に成功しても一部放射性物質がコンファインメント内に流出する可能性があり、イベントツリーでは放射性物質放出の可能性がある事象については被ばく評価が必要とされるため、今後、定量的な検討を進める。

以上は、蓄熱システムなしで原子炉と SG が直結する系統構成に関する検討であるが、蓄熱システムありの系統構成でも大きな変更はない見通しである。

### 4. 結言

令和元年～2 年に、東芝 ESS と富士電機は蓄熱システムを備えたモジュール型高温ガス炉の概念検討を実施した。本検討では、早期実用化に向け、黒鉛減速・被覆燃料粒子・ヘリウムガス冷却など確立済の高温ガス炉技術を踏襲するとともに、蒸気タービン発電を採用して開発リスクを排除、原子炉出口温度を 750℃として圧力容器に軽水炉で実績のある材料を採用し、固有安全性を活かしてコンファインメントを採用するなど経済性を向上させた高温ガス実用炉の実現に向けた見通しを得た。蓄熱については電力需要の日変動を吸収できるシステム構成を検討した今後も高温ガス炉の特長を生かして、安全性と経済に優れ、早期実用化可能な高温ガス炉システムの検討を継続し、2030 年代の実用化に向けて開発を進めていく。

### 5. 参照

[1] 大橋弘史ほか、開発途上国向け小型高温ガス炉の概念設計、FAPIG No. 191 (2016−2)

[2] 國富一彦ほか，高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）の設計研究，日本原子力学会和文論文誌，Vol.1, No.4, 2002, pp. 352-360

[3] 経済産業省、原子力の利用状況等に関する調査(革新的原子炉の研究開発動向等に関する調査)報告書平成 29 年度、 3-85~95

[4] IAEA, Advances in Small Modular Reactor Technology Developments 2020 Edition, pp. 135-194

### 謝辞

本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 2 年度　社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

*Tetsu Suzuki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation.

2021年秋の大会

新型炉部会セッション

# 原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況
Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

## （3）炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラント

(3) High-temperature gas reactor co-generation without core melting

*須山 和昌[1]，倉林 薫[1]，中野 敬之[1]，米元 聡志[1]
[1]三菱重工業株式会社

### 1. はじめに

三菱重工業では、固有の安全性を有し炉心溶融を想定する必要がなく、かつ 900℃以上の高温の熱が取り出せる高温ガス炉を活用し、安全で低炭素な水素製造と発電を両立する「高温ガス炉コジェネプラント」の概念構築を進めている。カーボンニュートラル社会に向けて、高温を利用した水素の安定的かつ大量製造と、ガスタービン発電による高効率発電を両立できる高温ガス炉コジェネプラントを実用化する。これにより、水素を大量にかつ安定供給できることから製鉄業界で目指している水素還元製鉄に提供して産業界の脱炭素化に貢献すると共に、水素製造量と発電量を調整することにより原子炉出力を一定に保ちつつ電力負荷変動に対応することで、原子炉の高稼働率を維持し経済性と脱炭素化の両立を目指す。

### 2. 高温ガス炉コジェネプラント概念

#### 2-1. 全体計画

高温ガス炉コジェネプラントの原子炉出力は、固有の安全性が維持できると評価されている 600MWt とし、原子炉出口温度は、HTTR の実績から 950℃と設定した。水素製造法は、早期実現が見込めるメタン水蒸気改質法を選定し、発電には高効率が見込めるガスタービンサイクルを採用した。全体系統構成を図 1 に示す。1 次系の主要設備は中間熱交換器(IHX)、He ガスタービン、再生熱交換器から構成され、IHX を介して水素製造設備に高温の熱を供給する。プラントの運転は、水素製造を主体

表 1 高温ガス炉コジェネプラントの主要目

| | | |
|---|---|---|
| 炉型 | 黒鉛減速ヘリウム冷却炉 | |
| 冷却材 | ヘリウム | |
| 熱出力 | 600MWt | |
| 熱利用 | 水素定格運転 | 発電定格運転 |
| 水素製造 | 12 万 N ㎥/hr | 9 万 N ㎥/hr |
| 発電 | 160MWe | 200 MWe |
| 温度/圧力 | 原子炉出口 950℃/　4~6MPa | |
| 燃料 | セラミック被覆粒子燃料 | |

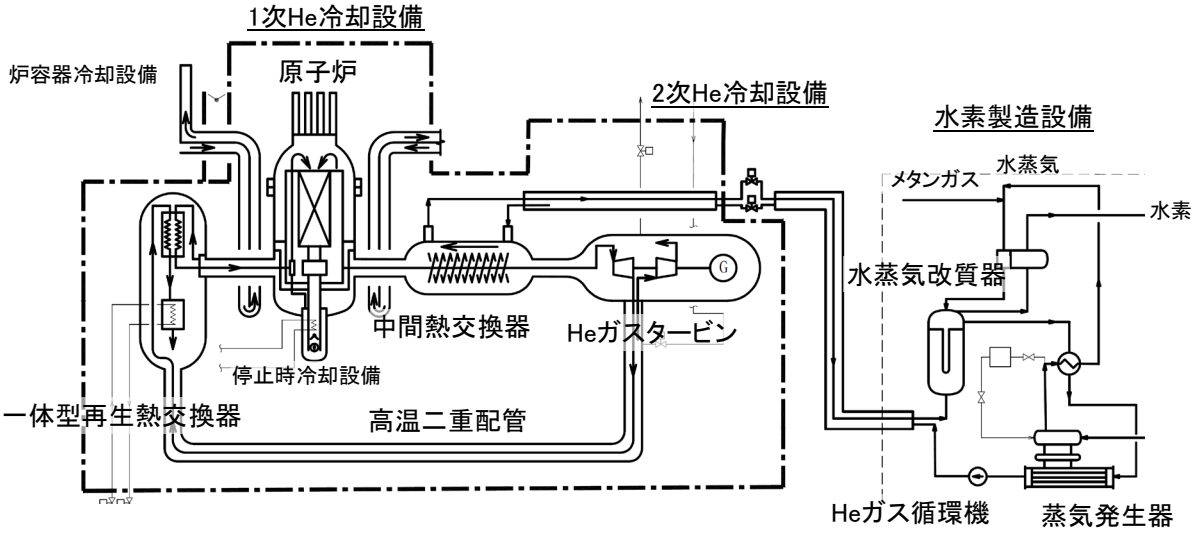



図 1 高温ガス炉コジェネプラントの全体系統構成図

とする水素定格運転と発電を主体とする発電定格運転を設定し、水素製造と発電を調整運転することで負荷変動に追従する。水素定格運転時の水素製造量は、2050 年頃に製鉄業界が目指す直接還元製鉄を対象として製鉄に必要となる水素量（400 万ﾄﾝの製鋼に必要となる水素量）を目標とした。発電定格運転では無冷却翼を採用できる温度としてタービン入口温度 850℃を条件とした。2 つの定格運転についてヒートマスバランスと炉心や高温機器の特性を検討した。1 基当たりの水素定格運転及び、発電定格運転における水素製造量、発電量の評価結果を表 1 に示す。プラントのイメージ鳥観図を図 2 に示す。図 2 では、目標の水素製造量を達成する為に 600MWt の原子炉 4 基、水素製造設備 4 ユニットの構成とした。

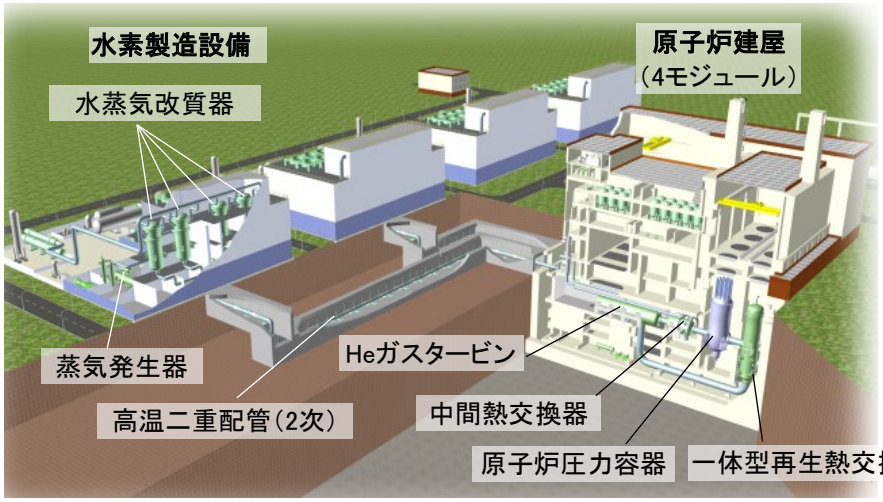



図 2 高温ガス炉コジェネプラントの鳥観図

## 2-2. プラント制御概念

高温ガス炉コジェネプラントでは、プラントの運転計画として原子炉熱出力一定で水素製造と発電量の負荷分担を変更可能な制御概念を目指している。原子炉、ガスタービン、水素製造設備と応答性の異なる 3 つの設備を考慮しながら運転を行う必要があり、プラント運転制御は複雑となる。図 3 に電力側負荷変動の一例を示す。日負荷追従運転は、日周期負荷変動に対する計画的な発電機出力の制御方法、AFC 運転は、中周期負荷変動に対する中央給電指令所指令に応じた発電機出力の制御方法、GF 運転は、小周期負荷変動に対する系統周波数変動に応じた発電機の出力制御方法である。これら周期の異なる負荷変動に応じた、制御概念の構築を進めており、三菱重工では、PWR でプラントの熱流動解析に実績のある M-RELAP5 を用いて、1 次ヘリウム系、2 次ヘリウム系をモデル化、水素製造設備については 2 次ヘリウム系の境界条件として図 4 に示す解析モデルを構築し、制御方法、運転方法の成立性、実用性の検証を進めている。

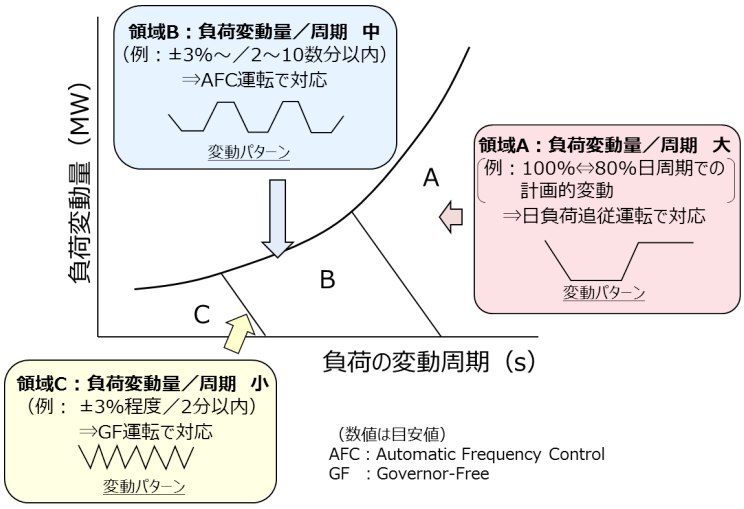



図 3　電力負荷変動と対応する負荷運転方法との関係

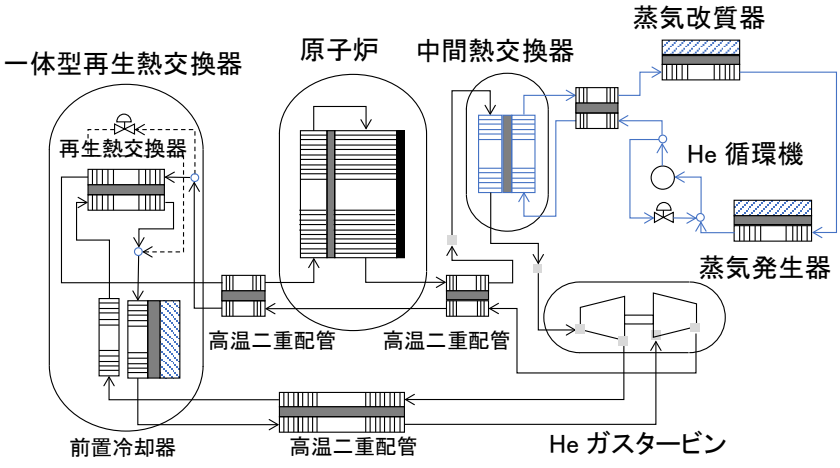
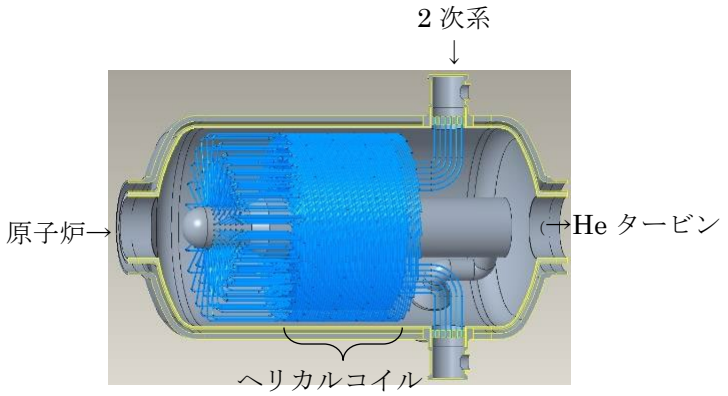



図 4　高温ガス炉コジェネプラント解析モデル

### 2-3. 主要機器概念

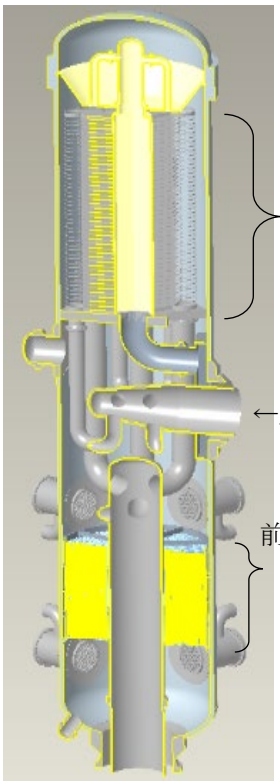
高温ガス炉コジェネプラントの 1 次系の主要機器として、原子炉から水素製造施設へ熱を供給するための IHX、プラント発電効率に寄与する再生熱交換器が挙げられる。IHX は原子炉出口の超高温に晒されるとともに水素製造と発電のバランスにより運転条件が異なりそれぞれの条件で成立することが求められる。また、ガス/ガスの熱交換器であり伝熱性能が低いため大型化が懸念される。高温のガス/ガス熱交換器としては HTTR においてヘリカルコイル型伝熱管を採用した熱交換器が実証されている。そこで、コジェネプラントにおいてもヘリカルコイル型の熱交換器を基にして、大型化と複数の運転条件で成立する中間熱交換器の検討を進めている。中間熱交換器の概念図を図 5 に示す。交換熱量約 220MWt に対し概略寸法は直径約 6.0m、全長約 12.2m となった。再生熱交換器については、交換熱量がさらに大きくなることからこれまで三菱重工業で開発を進めている熱交換密度が大きい細密プレートフィン型熱交換器を採用して検討を進めている。一体型再生熱交換器の概念図を図 6 に示す。前置冷却器を含めた一体型熱交換器として交換熱量約 760MWt に対し、直径約 6.7m、高さ約 30.5m の外形となった。




中間熱交換器概略仕様

| 型式 | ヘリカルコイル型 |
|---|---|
| 交換熱量 | 約 220MWt<br>(水素定格) |
| 直径 | 約 6.0m |
| 全長 | 約 12.2m |
| 重量 | 約 93ton<br>(伝熱部) |

図 5 中間熱交換器概念図




再生熱交換器概略仕様

| 型式 | プレートフィン型 |
|---|---|
| 交換熱量 | 約 760MWt<br>(発電定格) |
| 直径 | 約 6.7m |
| 高さ | 約 30.5m |
| 重量 | 約 26ton<br>(再生熱交換器伝熱部) |

図 6 一体型再生熱交換器概念図

### 3. まとめ

三菱重工業では、炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラントの概念を構築し、水素製造量及び発電量のバランス、水素定格運転と発電定格運転による負荷追従を想定したプラント制御概念、主要機器である IHX、再生熱交換器の概念構造を得た。なお、本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 2 年度　社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

*Kazumasa Suyama[1], Kaoru Kurahayashi[1], Takayuki Nakano[1]and Satoshi Yonemoto[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

2021年秋の大会

新型炉部会セッション

# 原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況
Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

## （4）安全性・信頼性を高めた小型ナトリウム冷却高速炉

(4) Compact SFR with improved safety and reliability

*坂場　弘[1]
[1]三菱重工業株式会社

### 1. 開発の目標とコンセプト

21 世紀中の軽水炉／高速炉共存から、将来の実用炉への発展・実証を見据え、多様な高速炉ニーズに対応できるナトリウム冷却高速炉プラント概念構築を目指している。

高速炉技術として最も成熟したナトリウム冷却炉（SFR）をベースに、国産技術に立脚した高い安全性・信頼性を実現するとともに、競争力のある経済性、資源の有効利用（柔軟な燃料増殖比の確保）や放射性廃棄物低減（マイナーアクチニド：MA の核変換）が可能で、さらに、再生可能エネルギーと共存できる機動性を有する小型ナトリウム冷却高速炉（MCR：Mitsubishi Compact Reactor）概念を構築する。

具体的には、以下を採用することによる従来小型炉より高い受動的安全特性及びナトリウム安全特性を有するとともに、将来の社会ニーズに合わせ大型化への展開（出力変更）も容易なプラントとしている。

- 粒子型金属燃料炉心の採用により異常時炉停止失敗事象（ATWS）時にも固有の反応度フィードバック特性による受動的炉停止を達成
- ナノ流体の採用によりナトリウムの化学的活性度を抑制
- 実証性の高いナトリウム冷却高速炉技術を採用（小型から大型の出力増大へ対応可能な崩壊熱除去系型式を採用）
- 将来の社会ニーズに応じて柔軟に出力アップが可能なプラント概念

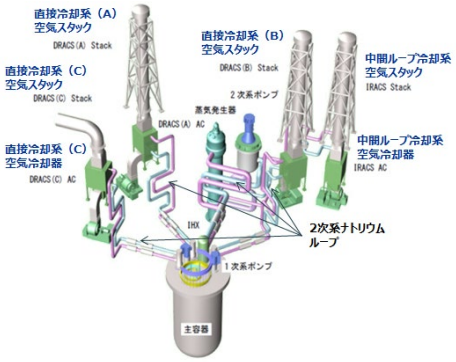



図 1.　MCR200 の系統概念

### 2. 安全性・信頼性を高めた小型ナトリウム冷却高速炉の概要

#### 2-1. プラントの概要

**a.　系統概念と出力増加の考え方**

金属燃料炉心を搭載した出力 200MWe 級の小型ナトリウム冷却高速炉の系統概念を構築した。崩壊熱除去系や炉停止系は実績ある SFR 技術を採用。主冷却系は 1 系統とし、同一系統を増やすことにより出力増加が容易なプラントを構築する。

この大型化によりスケール効果及び習熟効果により実用レベル出力での経済性を追求する。図 1 に系統概念図を示す。

**b.　採用する主な革新技術**

革新的な He ボンドを使用した粒子型金属燃料炉心を採用すること等により受動的炉停止機能を強化する。図 2 に従来型金属燃料との比較を示す（燃料ピン内の充填材を Na から He ガスに変更することでガスプレナムを燃料ピン下部に設置）。また、2 次系 Na にナノ流体（冷却材 Na 中に金属ナノ粒子を分散）を採用し、Na の化学的活性を抑制することで Na 水反応等の影響緩和を行い小型ナトリウム冷却高速炉の信頼性向上を図る。

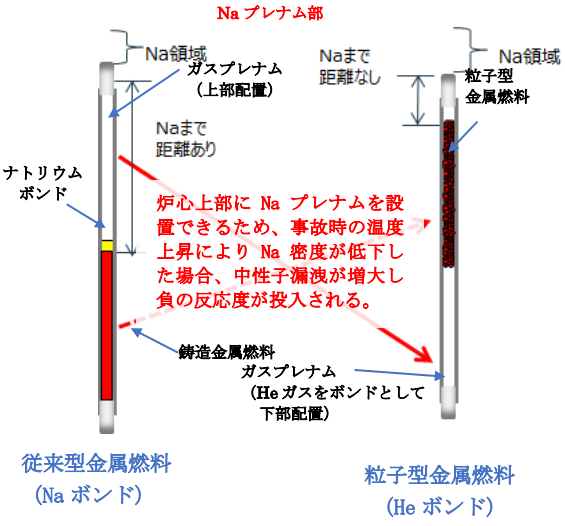



図 2.　従来型金属燃料と粒子型金属燃料

### 2-2 高い受動的安全特性を有する金属燃料炉心概念の構築

高い炉心性能及び低ナトリウムボイド反応度を達成できる革新的な上部ナトリウムプレナム付き粒子型金属燃料炉心を構築した。ナトリウムボイド反応度低減には、上部ナトリウムプレナムの設置に加え、炉心を扁平化し、中性子漏えいを増大させ、更に内側炉心と外側炉心の高さに差をつけることにより、炉心径増大、炉心性能低下を回避しつつ、線出力増加を抑制した（図 3）。

また、炉心大型化（電気出力 200MWe の MCR200 から 1000MWe の MCR1000 への出力増大を想定）に際しては、燃料ピン細径化と多数ピンバンドル化により、線出力を維持しつつ出力密度を増加させることにより、径方向サイズの増大を抑制することを可能とした。（図 4）。

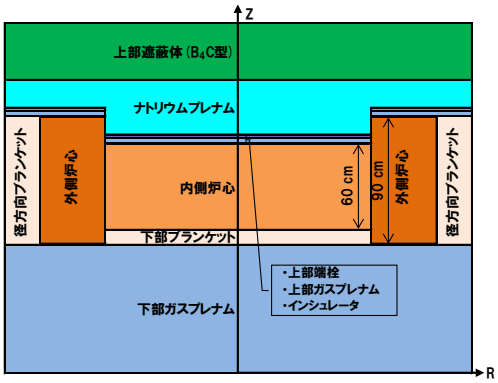



図 3　MCR200 の炉心断面図

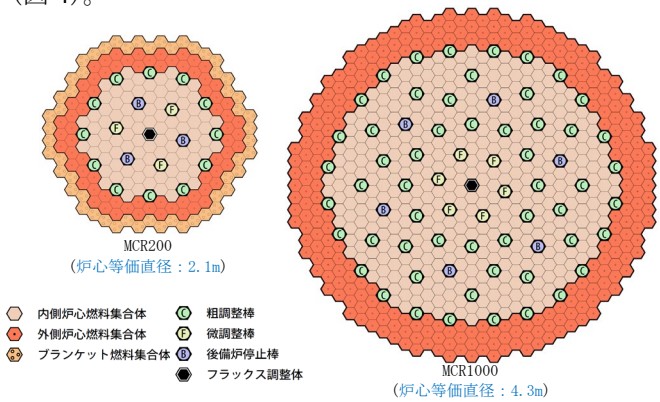



図 4 MCR の炉心配置

### 2-3 受動的安全特性の概略評価

MCR200 及び MCR1000 を対象に、動特性解析コードを用いて ATWS 時の過渡解析を実施し、受動的炉停止特性の成立性を評価した。

その結果、MCR200 については、集合体（ラッパ管）の熱変形によりもたらされる炉心湾曲による負の反応度フィードバックを考慮することで、受動的炉停止を達成できる見通しを得るとともに、設計対応を要する点（ロッドストップ機構や 1 次系ポンプのポニーモータ運転など）を明らかにした。また、MCR1000 についても炉心湾曲による反応度を考慮することによって受動的炉停止を達成できる見通しを得た。

### 2-4 プラント概念の構築

#### a.　ヒートマスバランス

小型炉の系統構成として IHX（中間熱交換器）　1 基、1 次系ポンプ 2 基とし、各系統の温度をパラメータにケーススタディを行い、主容器径への寄与が大きい IHX の径を小さくするヒートマスバランスを見出した。

#### b.　原子炉構造

将来の社会ニーズに応じて柔軟に出力アップが可能なプラント概念として、大型化に際した開発要素を低減するために、出発点の小型炉の冷却系機器の数を極力少なくし、同一構成の冷却系統ループ数を増加することで出力をアップするシナリオを策定した。このシナリオに基づき MCR200 の原子炉構造概念（図 6）を構築した。この概念では、小型炉として主容器径を可能な限り削減するために、主容器に設置する機器の配置スペース合理化の観点から炉心を大きく偏心させた上で機器を反対側に寄せて配置する、更に熱交換器の 2 次系冷却材の放射化抑制に寄与しない遮蔽体を削除する等の対策を施した。また、主容器の炉壁熱保護方策の検討を踏まえ、冷却系機器含め日負荷追従運転をした場合での機器の健全性を評価・確認し再生可能エネルギーとの共生できる概念であることを併せて確認した。

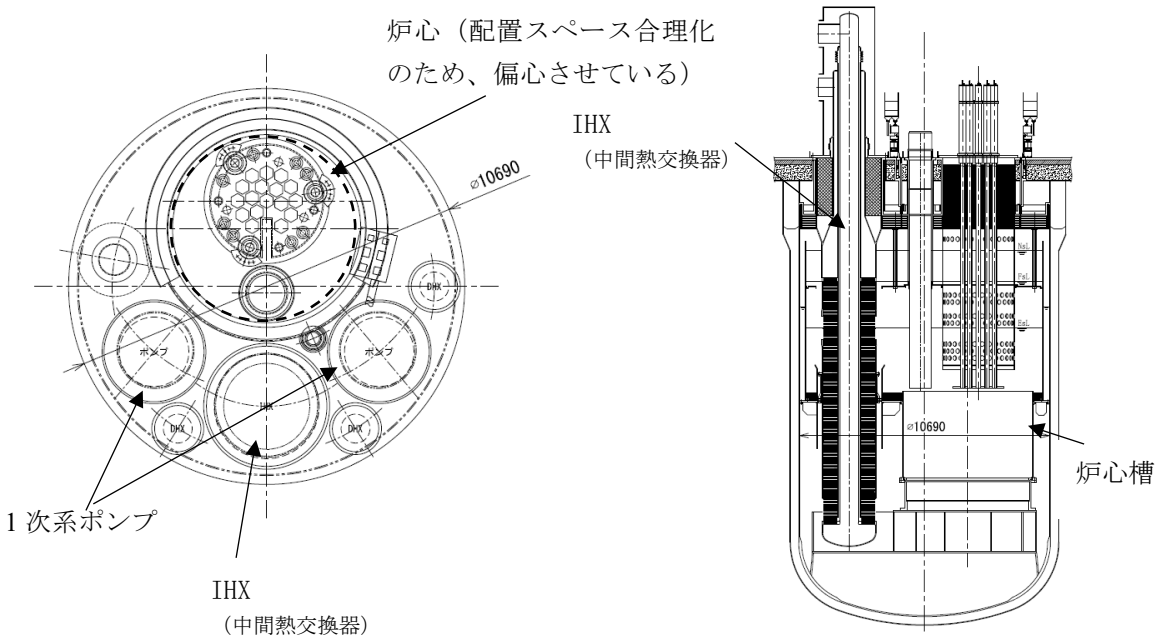



**図 6 原子炉構造概念**

### c. 1 次冷却系/2 次冷却系

先に述べたように採用したヒートマスバランスは、主容器径の削減を狙い、搭載機器である IHX の伝熱面積を小さくできる条件のもと､2 次系の主要機器である SG の伝熱面積を小さくできるケースを選定し､MCR200 の IHX 及び 1 次系ポンプについて必要仕様を設定し、基本構造を構築した（図 7)。

なお、IHX に関しては、熱過渡事象における構造健全性の確認として、上部・下部管板周りを対象に、上部管板については手動トリップ、下部管板については外部電源喪失を想定した熱応力評価を行い、構造健全性の成立見通しを得た。同様に 2 次系主要機器であるポンプについては、必要仕様を設定し、基本構造を構築した。

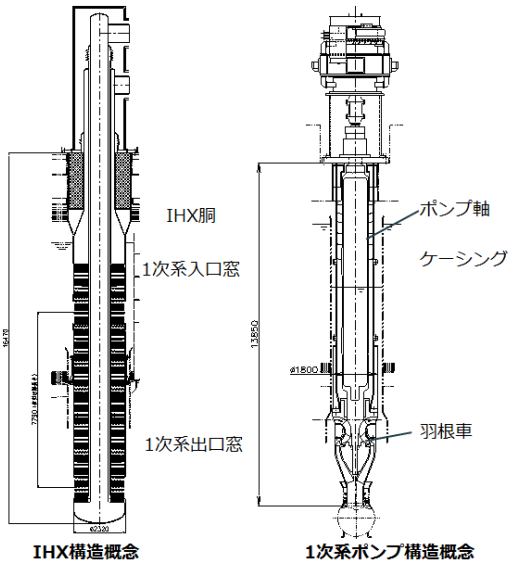



**図 7　IHX(中間熱交換器)及び 1 次系ポンプの構造概念**

### d. 建屋配置

構築した主要機器の基本構造を格納できるコンパクトな建屋を実現するため、以下の配置設計とした。2 次主冷却系及び崩壊熱除去系（DRACS）の 2 次系配管が極力短くなるように接続先の各機器を近傍に設置し、もう一つの崩壊熱除去系（IRACS）は、2 次系配管の引き回しを考慮して 2 次主冷却系室の近傍に配置する。SG は建屋南側の設置となるためタービン建屋は原子炉施設建屋の南側に配置する。これらの検討により最適な建屋配置概念を構築した。

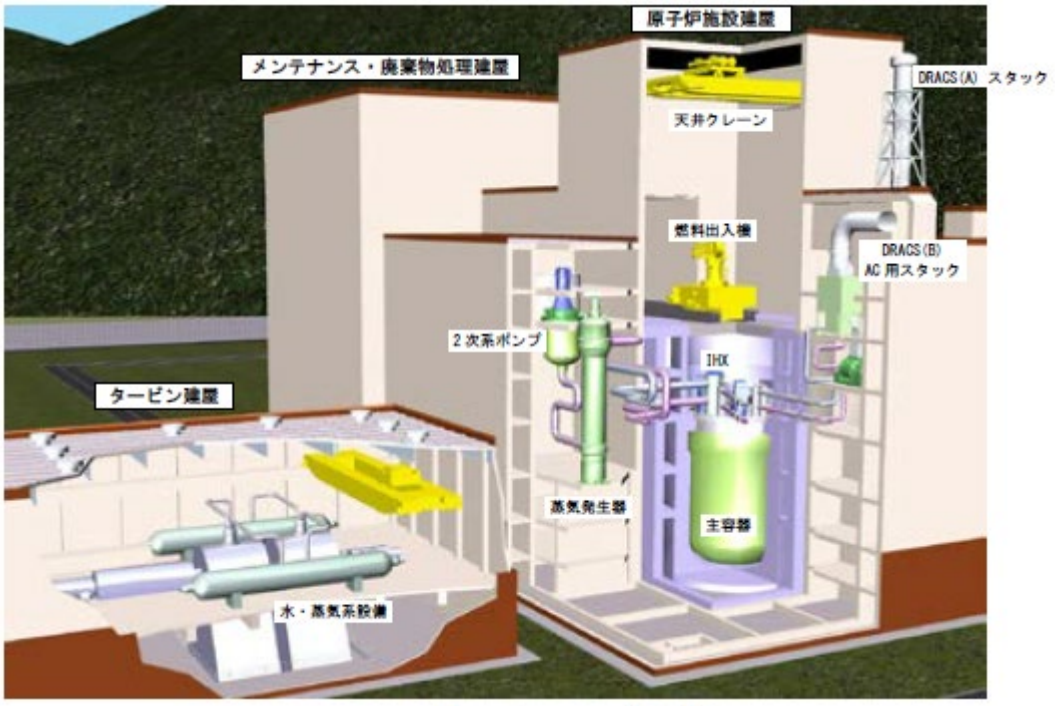



図 8　建屋配置概念図

## 3. まとめ

高い安全性、信頼性を確保しつつ、社会的要請に応じて柔軟に出力アップが可能なプラントを市場に提供するため、冷却系統ループ数の増加により出力アップするシナリオを策定し、出力 200MWe 級のプラントの基本構造概念を構築した。今後、同一構成の冷却系統を増設することにより出力アップすることを想定した基本構造概念を構築していく予定である。なお、本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 2 年度　社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

*Hiroshi Sakaba[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

2021年秋の大会

新型炉部会セッション

# 原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況
Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

## (5) 固有安全性を活用した革新的金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉

(5) Innovative Metal Fuel Small Sodium-cooled Fast Reactor with Inherent Safety

*中原 宏尊[1]

[1]日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社

### 1. はじめに

将来の我が国における高速炉サイクルの実現を目指し、特に革新技術として、金属燃料の固有安全、受動的安全系の採用、乾式再処理と組合わせた高い核不拡散性に注目し、第４世代原子力システムの中でも技術的成熟度が高く、安全性・信頼性を有し、モジュール化による経済性向上、初期投資の抑制を可能とする革新的金属燃料小型ナトリウム冷却高速炉の技術開発を進めている。その開発状況について報告する。

### 2. 背景と目的

我が国における高速炉開発では、より高い安全性と経済性、資源有効利用、放射性廃棄物対策、核不拡散性に加えて、国際協力による最新知見、開発コスト抑制などが重要となっている。さらに 2050 年カーボンニュートラルの実現に向けて、原子力は最大限導入される再生可能エネルギーとの共存、熱利用といった多様な社会的要請に応えることが期待されている。一方、米国では、静的安全系を採用して高い安全性・信頼性を有し、モジュール化による経済性向上、初期投資の抑制を可能とする、金属燃料小型高速炉の開発[1][2]が進められており、2020 年代後半に高速中性子照射施設の建設を目的とした多目的試験炉（VTR: Versatile Test Reactor）プログラムや、商用を目指した先進的原子炉実証プログラム（ARDP:Advanced Reactor Demonstration Program）における高速炉 Natrium™の開発が推進されている。

これらの米国プログラムによる高速炉の開発、実機実証を通じて、ナトリウム冷却材によるタンク型炉、金属燃料の採用、受動的安全系の採用、小型モジュール化を特長とした革新技術について技術成熟度（TRL：Technology Readiness Level）のさらなる向上が期待される。日立 GE では、これら革新技術を 2040 年代に日本に導入することを目的として、高速炉開発ロードマップにおいて示された今世紀後半の高速炉導入に資する効率的な開発を目指している。

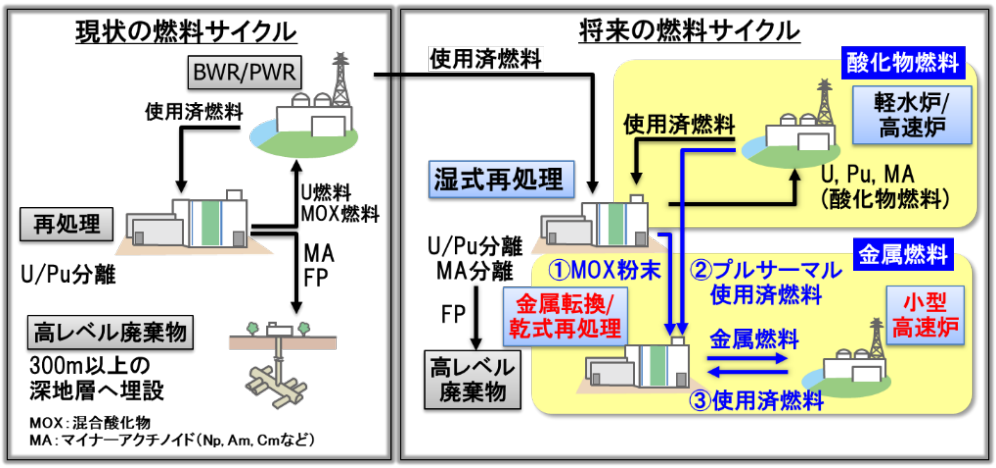



図 1 金属燃料高速炉サイクル導入の構想

*Hirotaka Nakahara[1]

Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

**3. 開発技術の概要と国内導入のねらい**

金属燃料小型高速炉で開発する技術の特長を示す。冷却材とするナトリウムは、水と比べて沸点が高いため、すべての運転状態において沸騰に対する余裕があり、大気圧に近い圧力での運転を可能とする。また、タンク型原子炉容器中の 1 次系冷却材ナトリウムは、その大きな熱容量により出力変動に対する冷却材温度変動が比較的小さいという利点がある。

金属燃料（U-Pu-Zr 三元系合金燃料等）の物理的・化学的特性上の特長は、高燃料密度、高熱伝導度、低比熱、高熱膨張率、冷却材であるナトリウムとの良好な共存性である。このため、高い増殖性、高次アクチノイド生成抑制・燃焼特性、冷却材・燃料温度上昇に伴う負の反応度特性を有するほか、燃料ピン内の温度分布が平坦、酸化物燃料と比較して定常及び異常時の温度が低い、炉心に蓄えられている熱エネルギーが少ないなど、安全性・経済性上の利点がある。

さらに、事故時に長期間の炉心冷却能力が必要な崩壊熱除去系に採用されている重要な技術である受動的安全系設備 RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System：原子炉容器補助冷却システム）は、静的な機器のみで構成され、空気の自然循環により電源及び運転操作を必要とせず、高い信頼性を有し、初期投資・運転及び保守費用の抑制を実現している。

図 1 に我が国における将来の高速炉サイクルへの金属燃料導入の構想を示す。使用済燃料の再処理には電解精製をキー技術とする核不拡散性の高い乾式再処理技術を適用する。高速炉は、高速中性子の利用で燃料となる核分裂性物質を消費しつつ、高い増殖比を達成できるポテンシャルを有し、燃料組成に対して高い柔軟性を有している。将来の燃料サイクルに向けて、金属燃料によるマルチリサイクルの他、今後のプルサーマル利用で発生する使用済 MOX 燃料を原料に、金属転換、乾式再処理を経て金属燃料として使用することにより、使用済燃料の蓄積量を削減することが狙える。また、乾式再処理では Pu と MA が同時に回収されるため、金属燃料高速炉と乾式再処理を組み合わせることで高レベル放射性廃棄物の有害度低減が可能となる。

また、Natrium™では、ナトリウム冷却高速炉の高温と太陽熱発電利用で知られている溶融塩を使用した蓄熱技術との組み合わせにより、原子炉出力は定格出力を維持したままに、再生可能エネルギーの出力変動を補完する柔軟な出力応答を実現することが提案されており、実用化によって我が国でも機動性の観点から再生可能エネルギーとの共存の実現が期待される。

**4. 開発項目**

2018 年の高速炉開発会議における戦略ロードマップに示された、「高速炉の本格的利用が期待されるタイミングは 21 世紀後半のいずれかのタイミングとなる可能性」、期待される運転開始は「21 世紀半ば頃」、を踏まえて、革新技術の国内実証に向けた初号機を 2040 年代に導入し、その後に商用炉を段階的に導入することを想定としている。

そこで、建設開始までに詳細設計、許認可の準備を効率的に進めるために、米国最新設計を活用した基本設計、実証試験の実施に向けて、現在、国内導入の概念設計、実証計画の具体化を計画している。国内導入に向けた開発においては日米の知見を活かし、必要とする技術の実現性の把握が重要となる。

表 1 に、必要と考えられる主要な要素技術の技術成熟度レベル（TRL）評価の概要を示す。総じて評価結果は TRL4(技術の実証段階) 以上となっている。システム、機器について、多くは、既設実験炉の実績、実証炉開発の技術を活用でき TRL6(技術の実証段階) にあり、TRL6 未満には米国で先行する実機建設の実績を開発に活かすなどで TRL6 以上への向上に取り組むものとしている。

開発計画の立案に際して、金属燃料に関する高性能化(被覆管の照射・高温耐性向上、MA 含有燃料)やシビアアクシデントの安全評価、RVACS の除熱性能、金属燃料サイクル等が TRL6 未満となっていることが確認されている。これらから、今後優先して取り組む課題項目として以下と整理している。

(1) 国内核燃料サイクル政策に整合した再処理、金属燃料及び炉心の成立性、安全性評価と評価手法の開発
(2) 安全系の崩壊熱除去系となる RVACS の信頼性、安全性評価と評価手法の開発(外部事象を含む)

表 1 主要な要素技術の技術成熟度レベル（TRL）評価概要(注 1)

| 項目 | 要素技術 | TRL | 備考 |
|---|---|---|---|
| 安全関連設備 | ･制御棒駆動機構 CRD 等<br>CRD、ロッドストップ、USS:Ultimate Shutdown System<br>･受動的炉停止系<br>自己作動型炉停止機構 SASS、ガス膨張機構 GEM、固有反応度フィードバック等<br>･自然循環崩壊熱除去系 RVACS、蒸気発生器補助冷却系 SG-ACS | 5 | ･反応度制御/能動的安全系は米で TRL6<br><br>･固有/受動的安全性は米で TRL6、但し国内で耐震の炉心拘束は要検討 TRL5<br>･崩壊熱除去系は米で TRL5 |
| | ･液位保持機能を持たせた格納容器<br>･シビアアクシデント対策（安全解析ツール） | 5 | ･格納機能は米で TRL5<br>･安全解析ツールは米で TRL5、但し国内要検証 |
| | ･安全関連設備の外部ハザード等対策<br>･耐震（水平免震） | 5 | ･日米で TRL6 だが、サイト条件で設計対応要<br>･免震は実証対応要で TRL 5 |
| 運転保守 | ･炉内の検査技術、運転、保守技術 | 5 | ･米で TRL5 |
| | ･ナトリウム漏えい検知技術 | 5 | ･日米で TRL5 |
| 炉心燃料 | ･金属燃料・被覆管・集合体<br>･将来の性能向上（高燃焼度・高被覆管温度、MA 含有燃料） | 6~* | ･設計技術は TRL6 以上<br>* 高性能化は国内で TRL5 |
| | ･金属燃料炉心設計<br>･金属燃料構造設計・評価手法 | 6~ | ･国内外知見の蓄積<br>･国内燃料挙動解析コード |
| 原子炉構造、冷却材系 | ･原子炉容器<br>･燃料交換機（炉内燃料移送装置 IVTM） | 4 | ･炉容器は米で TRL5<br>･燃料取扱等は米で TRL4 |
| | ･ナトリウム冷却材系配管、弁、ポンプ等<br>･中間熱交換器<br>･蒸気発生器 | 4 | ･ポンプは米で TRL4<br>･中間熱交換器は米で TRL6<br>･蒸気発生器は米で TRL7 |
| 原子炉補助施設 | ･燃料出入機、燃料検査設備、燃料処理設備<br>･冷却材純化系 | 6 | ･日米で TRL6 |
| 計装制御 | ･炉内計装<br>･破損燃料検出設備 | 5 | ･炉内計装は米で TRL5 |
| その他（原子炉本体外） | ･原子炉に蓄熱システムを備えた中間熱輸送系を導入したシステム | 5 | ･原子炉との組合わせの実証なく TRL5 |
| | ･乾式再処理および金属燃料製造<br>･周辺技術（前処理、後処理等） | 4* | * キー技術は TRL6<br>･周辺技術は TRL4～5 |

TRL 1-2：基礎技術の研究段階　　TRL 2-3：実現可能性を示すための研究段階

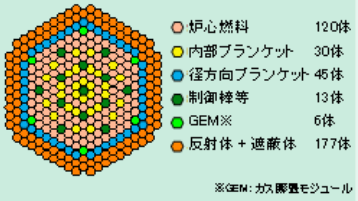
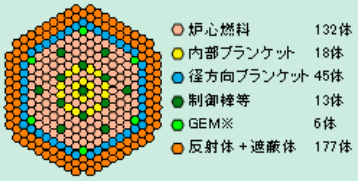
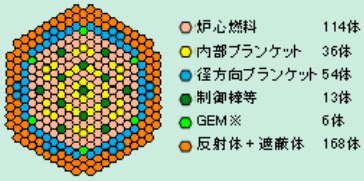
TRL 4-5：技術の開発段階　　TRL 6：技術の実証段階

TRL 7-8：システムの試運転段階　　TRL 9：システムの運転段階

（注 1） 国内評価は文献[3]の金属燃料高速炉特有技術部分、
米国評価は文献[4]の Appendix B Table B-1 を参考とした。

課題項目(1)については、軽水炉から高速炉への段階的な移行を想定し、酸化物燃料サイクルに整合性をもって金属燃料高速炉を導入するシナリオを検討している[5][6]。表 2 に、国内軽水炉の UO2 使用済燃料を原料とする炉心 A、プルサーマルの使用済 MOX 燃料を原料とする炉心 B、マルチリサイクルを想定して使用済金属燃料を原料とする炉心 C のそれぞれについて、炉心特性の評価例を示す。いずれのケースも Pu の残存比（燃焼前後の Pu 量の比率）が 1 以上となることから、Pu の増殖による資源の有効利用が持続可能な見通しを得ている。なお、サイクルの諸量評価によって、すべての軽水炉が高速炉に移行する平衡期までに必要な Pu 量が使用済燃料から確保できる見通しを得ており、Pu バランスの観点で国内導入の成立性の見通しを得た。また、金属燃料の乾式再処理では Pu と MA を同時に回収できる利点があり、さらに Pu が単独分離の形で回収されない点で核不拡散性も高い手法である。今後、MA 燃焼も含め、高レベル放射性廃棄物の有害度低減及び廃棄物減容の効果についても評価することを検討してく。

表 2 国内燃料組成に基づく炉心解析評価例

| | 炉心A | 炉心B | 炉心C |
|---|---|---|---|
| 炉心構成 |  |  |  |
| 導入時期 | 導入初期(2040年)～ | 移行期前期(2060年)～ | 移行期後期(2090年)～<br>平衡期～ |
| 燃料体数 | 炉心燃料：120体<br>内部ブランケット：30体<br>径方向ブランケット：45体 | 炉心燃料：132体<br>内部ブランケット：18体<br>径方向ブランケット：45体 | 炉心燃料：114体<br>内部ブランケット：36体<br>径方向ブランケット：54体 |
| 装荷燃料 | ・MOX粉末※由来<br>（※UO2-SFの再処理回収物）<br>・Pu中のPuf含有率：62% | ・プルサーマルMOX-SF由来<br>・Pu中のPuf含有率：49% | ・金属使用済燃料由来<br>（マルチリサイクルを想定）<br>・Pu中のPuf含有率：66～74% |
| 使用済燃料 | ・Pu残存比：1.06<br>・燃焼後のPuf含有率：65.9% | ・Pu残存比：1.01<br>・燃焼後のPuf含有率：52.7% | ・Pu残存比：1.13<br>・燃焼後のPuf含有率：ﾊﾟﾗﾒｰﾀ |

課題項目(2)については、事故時の想定においても炉心冷却能力を担う崩壊熱除去系に採用された RVACS の除熱性能に対する信頼性検証のため、適切な裕度を有した設計となることを最新の CFD（数値流体力学）による伝熱流動解析を用いて確認することを進めている[7]。これまでに原子炉容器外側の空気系流路と内側の一次冷却材(ナトリウム)流路を組合せた 3 次元解析モデルを構築し、空気とナトリウムの自然循環を同時に計算できることを確認している。これにより、RVACS の熱流動定常解析による除熱性能を確認し、感度解析により除熱性能への影響因子の摘出を可能とする見通しを得ている。今後、過渡解析や外部事象を含めた影響因子の緩和検討を進めることにより、実証試験の合理化を含め、固有安全性に係る設計裕度評価を検討していく。

## 5. まとめ

固有安全性を活用する革新技術を採用した金属燃料小型高速炉は米国での開発、実機計画が進んでおり、2020 年代後半には建設、運開が期待され、高い実機実証のポテンシャルを持つ革新的原子炉の一つである。国内の核燃料サイクル政策に整合した金属燃料高速炉サイクルの成立性、受動的安全系の信頼性について国内導入へ適合できる見通しを得たことにより、これら革新技術に基づき、高速炉開発ロードマップにおいて

示された今世紀後半の高速炉導入に資する開発を進めていく。

本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 2 年度　社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

**参考文献**

[1] B. Triplett, et al., Nuclear Technology, 175, 5, (2012) .
[2] A. Dubberley, et al., Proceedings of ICONE 8, 8002, (2000/4) .
[3] 「高速炉開発会議　戦略ワーキンググループ（第 10 回）」資料 4, (2018/6) .
[4] “Advanced Demonstration and Test Reactor Options Study”, (ANL, INL, ORNL, January 2017) Appendix B Table B-1 Technology readiness levels for each system and subsystem for reactor deployment.
[5] 渡邉他, 原子力学会 2020 年秋の大会, 2I09 (2020).
[6] 藤村他, 原子力学会 2020 年秋の大会, 2I11 (2020).
[7] 阿部他, 原子力学会 2020 年秋の大会, 2I12 (2020).

2021年秋の大会

新型炉部会セッション

# 原子力イノベーションを支える最新の新型炉開発の状況
Latest trends of advanced reactor development supporting nuclear innovation

## (6) 国内燃料サイクル柔軟性拡大へ寄与する軽水冷却高速炉
(6) Light Water Cooled Fast Reactor Enhancing Flexibility of Fuel Cycle in Japan

*日野 哲士[1]
日立ＧＥニュークリア・エナジー

### 1. はじめに
沸騰水型原子炉（BWR）の炉心燃料の設計自由度を活用し、プルトニウム利用の促進、プルサーマルによる使用済 MOX 燃料の削減、高速炉サイクルへの移行時の負担軽減を図った軽水冷却高速炉の開発を進めており、その開発状況について報告する。

### 2. 背景と目的
日立は BWR プラントメーカとして、冷却水（中性子減速材）が沸騰する BWR の特徴を活かした軽水冷却高速炉 RBWR（Resource-renewable BWR）の開発を進めてきた[1][2][3]。図 1 に RBWR の概要を示す。冷却水の沸騰および稠密燃料により水素対燃料の原子数比を減少させ、通常の軽水炉よりも中性子エネルギー分布を高エネルギー側にシフトする。図 2 に RBWR の導入ビジョンを示す。最終的には六角格子 RBWR により、超ウラン元素（TRU）の多重リサイクルを行う高速炉サイクルの実現をめざすが、既設炉にバックフィットし、現状の再処理および MOX 燃料製造技術の利用を前提とする四角格子 RBWR の開発も進めてきた。後述するように、まずはプルトニウム利用の促進により再処理工場の稼働率を向上し、使用済燃料貯蔵の逼迫問題を解決、原子力発電の維持に寄与することで、2050 年カーボンニュートラルに貢献すべく、本開発では四角格子 RBWR に注力する。

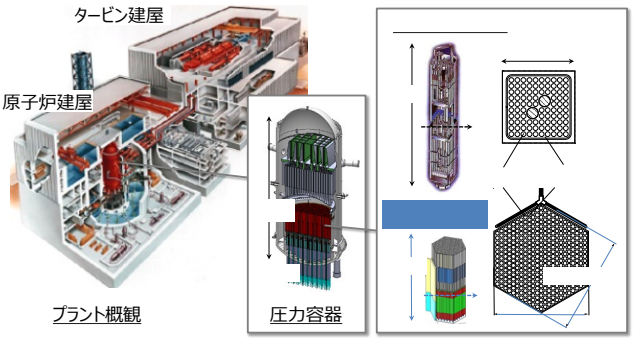



図 1　RBWR の概要

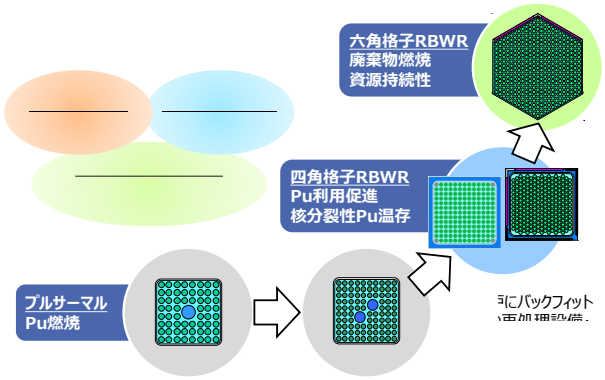



図 2　RBWR の導入ビジョン

### 3. 四角格子 RBWR の概要とねらい
図 3 に四角格子 RBWR で用いる燃料集合体の概要を示す。四角格子 RBWR は、既設 BWR で取替容易なコンポーネントの交換おｓよび追加のみで実現をめざしたコンセプトである。図 3 の短尺燃料は、燃料棒を

*Tetsushi Hino[1]
Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

三角格子配列し、チャンネルボックス間の水ギャップに水排除板を設置、また制御棒にフォロアをつけることで、水を可能な限り排除し中性子エネルギーを高めることを重視している[4]。長尺燃料は、制御棒は既存のものを用い、水排除板の追加設置も不要として、燃料集合体の交換のみで実現することを前提とした[5]。

図 4 に四角格子 RBWR のねらいを示す。四角格子 RBWR は、短尺および長尺燃料のいずれも、燃料集合体当りのプルトニウム装荷量を増やすことで、プルトニウム利用量を現行 BWR プルサーマルの約 2 倍にできる見通しである。核不拡散の観点から、日本はプルトニウムを利用する分のみ再処理する方針であるが、燃料集合体当りのプルトニウム利用量を増やすことで、プルトニウムを利用できるプラントが限られる場合でも、再処理量を増やし、使用済燃料貯蔵量をより多く削減することができる。また、燃料集合体当りのプルトニウム装荷量が増えることで、同じ量のプルトニウムを利用した場合に発生する使用済 MOX 燃料の体数も現行 BWR プルサーマルよりも削減できる。

さらに、四角格子 RBWR は、プルトニウム利用量を増やしつつも、将来的に高速炉で使用済 MOX 燃料を再利用することを考慮し、使用済 MOX 燃料中の核分裂性プルトニウムの割合を現行プルサーマルよりも高く維持する。プルサーマル後の使用済 MOX 燃料は、長期保管され $^{241}$Pu の崩壊が進むと、高速炉で再利用する際に、核分裂性プルトニウムの割合が比較的多い使用済ウラン燃料からの回収プルトニウムと混合するなど、核分裂性プルトニウムの割合を高める必要がある[6]。四角格子 RBWR は、燃料稠密化による高速中性子スペクトルを利用し、長期保管後も、核分裂性プルトニウムの割合を単独で高速炉で再利用可能なレベルに維持することで、高速炉サイクル移行に必要とされる使用済燃料の保管量や再処理量の削減を図るねらいである。

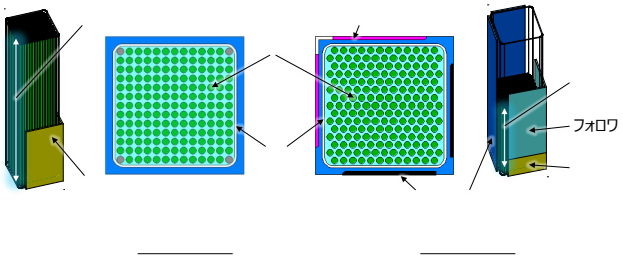



図 3 四角格子 RBWR の概要

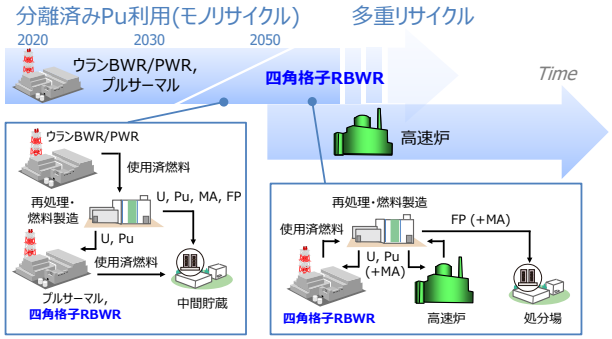



図 4 四角格子 RBWR のねらい

## 4. 開発項目

表 1 に RBWR の格子タイプ毎の技術成熟度レベル（TRL）および市場性について評価した結果を示す。四角格子は既設炉へのバックフィットが可能であり、早期の実用化が可能である。特に長尺燃料タイプは、短尺燃料タイプよりも開発要素が少なく、現行プルサーマルからの使用済 MOX 燃料体数削減効果も大きいことから、国内燃料サイクルの短中期課題と考えるプルトニウム利用促進へ大きく寄与できると考えている。

図 5 に四角格子長尺燃料の中性子エネルギースペクトルを現行 BWR および六角格子 RBWR と比較して示す。四角格子長尺燃料の特に集合体中央付近では、六角格子 RBWR と同様に熱中性子ピークがほとんどないスペクトルとなる。この特徴により、四角格子長尺燃料は、現行 BWR と同様にチャンネルボックス間の水ギャップを有しながらも、現行プルサーマルよりも使用済 MOX 燃料中の核分裂性プルトニウムの割合が高くなるが、これまでの BWR の中性子スペクトルと異なることから核特性解析手法の妥当性確認が必要となる。また、図 6 に熱水力パラメータを現行 BWR および既存の稠密燃料試験条件と比較して示す。四角格子長尺燃料は現行燃料と稠密燃料試験の間の領域となるが、特に、チャンネルコーナーがボイド率分布に及ぼす影響に対する、熱水力解析手法の妥当性も同様に確認する必要がある。

表 2 に四角格子 RBWR の現状設計例でのプルトニウム含有率と燃焼度を示す。プルトニウム含有率は現行再処理および MOX 燃料製造技術の範囲内ではあるが、既存の照射実績を超えるため、炉外材料試験デー

タや照射試験データを蓄積していく必要がある。

表 1　RBWR の TRL および市場性の評価結果

| 格子タイプ | TRL | 評価結果 |
|---|---|---|
| 四角格子（長尺） | 5 | • 主な開発要素は、炉心解析妥当性評価、燃料ペレットおよび被覆材の炉外材料・照射試験データ蓄積に限定される<br>• 短中期課題であるプルトニウム利用促進への効果大<br>• 再処理、MOX 燃料技術進展に伴い、高速炉サイクル実現までのマイナーアクチニド（MA）蓄積量削減などへの寄与も期待できる |
| 四角格子（短尺） | 4 | • 長尺タイプよりも高転換比が得られるが、長尺タイプの開発要素に加え、フォロア付き制御棒および水排除板など炉内構造の開発が必要 |
| 六角格子 | 3 | • 狭隘な集合体・炉内構造、高プルトニウム・MA 含有ペレット、従来実績を大きく超える燃焼度に適用する被覆管の開発が必要<br>• TRU 燃焼炉としての市場性の可能性があるが、Na 冷却高速炉の実用化状況、社会状況に依存 |

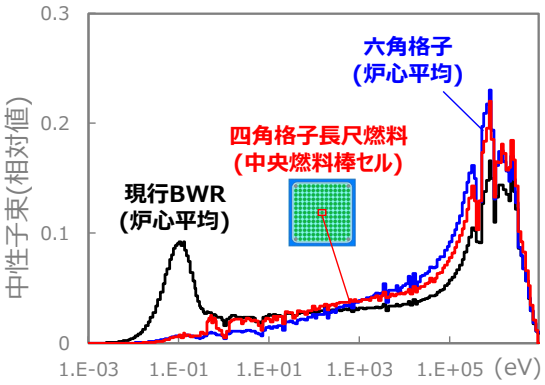



図 5 中性子エネルギースペクトル

| | 現行燃料 | 四角格子 | 稠密燃料試験* | |
|---|---|---|---|---|
| 燃料棒配列 | 正方 | 正方 | 三角 | |
| 燃料棒外径 (mm) | 10～12 | 8.0 | 12.3,13.0 | 6.4,7.1 |
| 燃料棒棒間ギャップ(mm) | 2.5～4 | 2.0 | 1.0,1.3 | 1.5～2.3 |
| 水力等価直径(mm) | 10～14 | 6.1 | 2.4～4.4 | 4.2～6.5 |

* W. LIU, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 44, pp. 558-571 (2007)
M. KURETA, et al., JAEA-Data/Code 2006-007 (2006)
B.W. LETOURNEAU, et al., WAPD-TM-1013 (1975)

図 6 熱水力パラメータ

表 2 プルトニウム含有率と燃焼度

| | 四角格子長尺燃料設計例 | 従来知見範囲（実績など） |
|---|---|---|
| 集合体平均プルトニウム含有率（wt%） | ～13 | • 臨界試験は核分裂性プルトニウム富化度 16wt%までのデータあり<br>• 照射試験はプルトニウム含有率 14.3wt%までのデータあり |
| ペレット最高プルトニウム含有率（wt%） | 18 | |
| バンドル平均 MA 含有率（wt%） | -* | |
| 取出平均燃焼度（GWd/t） | 55 | • ノード最高燃焼度 80GWd/t までの照射データあり |
| ノード最高燃焼度（GWd/t） | ～90 | |

* $^{241}$Pu の崩壊で生成される $^{241}$Am 除く

## 5. まとめ

日立は燃料サイクルの短期から長期のさまざまな課題に対応するため、BWR をベースとした軽水冷却高速

炉 RBWR のバリエーションを検討してきた。開発要素が相対的に少なく、プルトニウム利用の促進、プルサーマルによる使用済 MOX 燃料の削減、高速炉サイクルへの移行時の負担軽減により、国内燃料サイクルの柔軟性拡大に寄与できると考え、四角格子長尺燃料を用いた RBWR の開発に注力して進める。

**謝辞**

本報告は、経済産業省からの補助事業である「令和 2 年度　社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」の一環として実施した成果を含む。

**参考文献**

[1] R. Takeda, M. Aoyama, Y. Bessho, S. Uchikawa and Y. Ishii, “A Conceptual Core Design of Plutonium Generation Boiling Water Reactor,” Proc. of the 1988 International Reactor Physics Conference, Vol. 3, pp. 119 (1988)

[2] R. Takeda, M. Aoyama, M. Moriwaki, S. Uchikawa, O. Yokomizo and K. Ochiai, “General Features of Resource-Renewable BWR (RBWR) and Scenario of Long-term Energy Supply,” Proc. of International Conference on Evaluation of Emerging, Nuclear Fuel Cycle Systems, Vol. 1, pp. 938 (1995)

[3] R. Takeda, J. Miwa and K. Moriya, “BWRS for long-term energy supply and for fissioning almost all transuranium, Proc. of GLOBAL 2007, p. 1725 (2007)

[4] 三輪他、”軽水冷却高速炉の開発(3) Pu 利用に適用する四角格子炉心の核・熱水力特性長寿命超ウラン元素を燃焼可能な軽水炉 RBWR の開発”、日本原子力学会 2020 年秋の大会 1I07 (2020)

[5] 三輪他、”軽水冷却高速炉の開発(6) 現行炉心からの移行性を高めた Pu 利用向け四角格子炉心概念”、日本原子力学会 2021 年春の年会 3B09 (2021)

[6] 高増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡ技術検討書 -(1)原子炉プラントシステム- (2006)

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

# [3K10-13] Fast Reactor Core &Fuel 2

chair: Hirokazu Ohta (CRIEPI)

Fri. Sep 10, 2021 2:45 PM - 3:55 PM Room K

## [3K10] Study on Optimization for reducing Sodium Void Reactivity in Sodium-cooled Fast Reactor

*Hiroya Oike[1], Masaki Morishita[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1], Go Chiba[2] (1. Nagoya Univ., 2. Hokkaido Univ.)

2:45 PM - 3:00 PM

## [3K11] Study on Optimization for reducing Sodium Void Reactivity in Sodium-cooled Fast Reactor

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

3:00 PM - 3:15 PM

## [3K12] Evaluation of the impact of TRU composition on the core characteristics of fast reactors during the transition period

*Hiroki Kato[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

## [3K13] Conceptual design of rotational fuel shuffling sodium cooled Breed-and-Burn fast reactor

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

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# Na ボイド係数の低減に向けた高速炉の最適化に関する検討
# (1)大域的最適化手法による燃料組成の探索

Study on Optimization for reducing Sodium Void Reactivity in Sodium-cooled Fast Reactor

(1) Design of Fuel Composition using a Global Optimization Method

*大池　宏弥[1]，森下　祐貴[1]，　遠藤　知弘[1]，山本　章夫[1]，千葉　豪[2]

[1]名古屋大学，[2]北海道大学

Na 冷却型高速炉は Na ボイド係数が正になりやすい設計課題を有する。本発表では工学的知見に基づかずに Na ボイド係数を従来よりも低減させる設計の探索を目的として、商用軽水炉の取出燃料組成等の線形結合割合を燃料組成の設計変数とした最適化結果について報告する。

**キーワード：高速炉，Na ボイド係数，燃料設計，燃焼計算**

**1. 緒言：** Na 冷却型高速炉は、冷却材である Na のボイド係数$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$の抑制が安全上重要な設計課題の一つである。この課題に対し、従来は Na ボイド化時の中性子漏洩量増加による$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$抑制を狙った扁平炉心等が工学的知見に基づき設計されてきた。本研究では更なる$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$抑制を可能とする設計の探索に向け、従来の工学的知見に基づかず、かつより現実的な最適燃料組成の探索を行っている。本発表では様々な原子炉で使用が想定されている燃料組成の線形結合で燃料組成を設定し、最適化を行った結果について報告する。

**2. 最適化・計算条件：** 線形結合する燃料組成は、商用軽水炉の取出燃料組成や天然ウラン組成等である。この割合を設計変数として山登り法に基づく最適化アルゴリズムを適用し、$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$が減少する方向に最適化した。その際、無限増倍率は$1.2 \leq k_\infty \leq 1.5$の制約条件を、転換比$C.R.$は目標値 1.0 付近となるよう条件設定した。最適化条件は、世代数$g$ =500[世代]、各世代の燃料組成数$n = 20$[個/世代]、一様乱数による燃料組成の線形結合割合の最大摂動量=10[%]とした。計算体系は高速炉もんじゅ内側炉心を想定した無限均質体系とし、核データとして JENDL-4.0 に基づく 70 群定数、汎用炉物理解析コードシステム CBZ を用いて 1 サイクルに相当する 148 日間の燃焼計算を行った燃焼末期を$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$計算点とした。

**3. 結果・考察：** 今回想定した燃料組成の等分値を初期値とした最適化結果、トリウム炉で想定される$^{232}_{90}\mathrm{ThO}_2$が 83.6[%]、軽水炉 MOX 燃料 100 年冷却時の使用済み燃料に含まれる$\mathrm{CmO}_2$（$^{244}_{96}\mathrm{Cm}:{}^{245}_{96}\mathrm{Cm} = 25:75$ [wt.%]）が 15.6[%]の燃料が作成された。残り 0.8[%]は他の燃料組成である。また、図 1 に世代数に対する目的変数$(k_\infty, C.R., \Delta\rho_{\mathrm{void}})$の推移を示す。図 1 から、①$k_\infty$が制約条件範囲内かつ$C.R. > 1.0$だったため、$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$が急激に減少していった。②$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$と負の相関を持つ$k_\infty$が制約値 1.5 に達した後、未だ$C.R. > 1.0$だったため、$k_\infty \approx 1.5$を保ちつつ$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$が減少していった。③$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$と正の相関を持つ$C.R.$が目標値 1.0 に達した後、$k_\infty$の制約条件範囲の下$C.R. \approx 1.0$を保ちつつ$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$が減少していった。結果として、$k_\infty$は制約条件範囲内に、$C.R.$は目標値付近となり、$\Delta\rho_{\mathrm{void}}$は初期世代から約 60[%]減少した。今後の課題として、燃料組成線形結合割合のより現実的な範囲設定、目的変数へのドップラー係数の追加を挙げる。

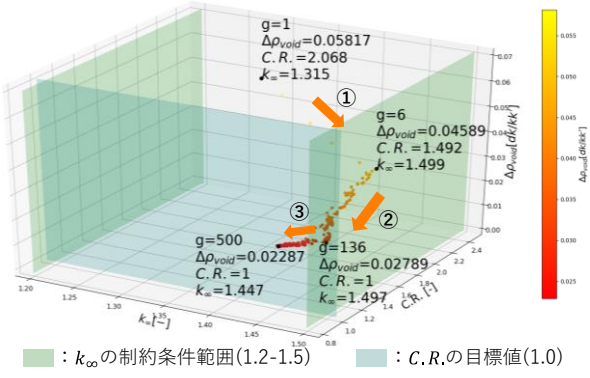



図 1 世代数に対する目的変数の推移

**参考文献**

[1] H. Takashita et al., “Report on neutronic design calculational methods,” JNC-TN8410 2000-011 (2000), [in Japanese].

*Hiroya OIKE[1], Masaki MORISHITA[1], Tomohiro ENDO[1], Akio YAMAMOTO[1], Go CHIBA[2]

[1]Nagoya Univ., [2]Hokkaido Univ.

# Na ボイド係数の低減に向けた高速炉の最適化に関する検討 (2)炉心形状の自動探索

Study on optimization for reducing Sodium Void Reactivity in Sodium-cooled Fast Reactor
(2) Automated search of core geometry

*森下　裕貴[1]，大池　宏弥[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

山登り法に基づく炉心寸法の自動探索を試みることで、高速炉の Na ボイド係数低減の検討を行った。炉心特性評価には核特性解析システム CBZ を用い、サイクル寿命末期における炉心実効増倍率を制約条件として、Na ボイド係数を低減できる炉心寸法を二次元円筒均質体系において探索した。

**キーワード：高速炉、Na ボイド係数、山登り法、CBZ**

**1. 緒言**　Na 冷却高速炉は冷却材である Na のボイド係数が正になりやすい課題を有している。Na ボイド係数の負の反応度の主要成分は炉心寸法に対する感度が高い中性子漏洩量であるため、本研究では、山登り法に基づく炉心寸法の最適化を試みることで、Na ボイド係数低減の検討を行った。

**2. 計算条件**　もんじゅ内側炉心を想定した二次元円筒均質体系を計算体系とした。燃料領域の周囲にナトリウム領域を設置し、ボイド係数計算時には、燃料領域及び燃料領域上部の Na がボイド化すると仮定した。燃料領域の軸方向長さと半径を設計変数として自動探索を行った。核データライブラリは JENDL-4.0 を使用し、エネルギー群数は 70 群とした。燃料組成は U-235：0.2, U-238：77.5, Pu-239：13.0, Pu-240：5.4, Pu-241：3.1, Pu-242：0.9 [wt %]とした。サイクル長は 148 [day/cycle]、Na ボイド係数計算点は燃焼末期とした。自動探索には、局所探索法である山登り法に基づいた最適化アルゴリズムを適用した。解の候補をランダムに 10 個生成し、その中で最も良い解を採用する手順を 1 世代とし、世代を重ねることで最適化する。制約条件$k_{\mathrm{eff}} \geq 1$、半径 150 [cm]以下とし、Na ボイド係数をより負に出来る条件を探索した。

**3. 炉心寸法の最適化結果**　世代数に対する炉心寸法最適化結果を図 1、図 2 に示す。制約条件$k_{\mathrm{eff}} \geq 1$、半径 150 [cm]以下を満たし、Na ボイド係数が最小となる最適化寸法は、軸方向長さ61.1 [cm]、半径 150 [cm]となった。この結果は、扁平炉心において Na ボイド係数が最小となるという従来の工学的知見と一致した。その後、一次元無限平板体系の炉心寸法最適化を行ったところ、軸方向長さは55.5 [cm]となった。図 1 は半径が増加する傾向があるため、燃料領域周囲にナトリウムを設置した体系の半径の制約条件を取り除いた場合には、本計算条件の下では炉心形状は一次元無限平板に近づくと考えられる。

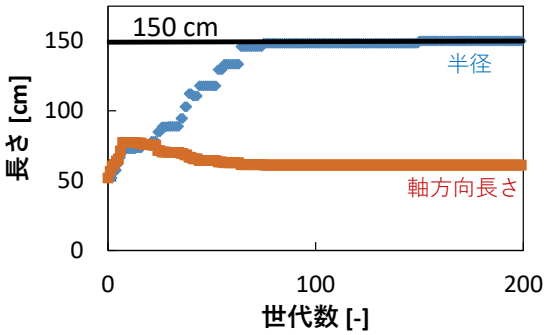



図 1：炉心寸法の最適化結果（幾何形状）

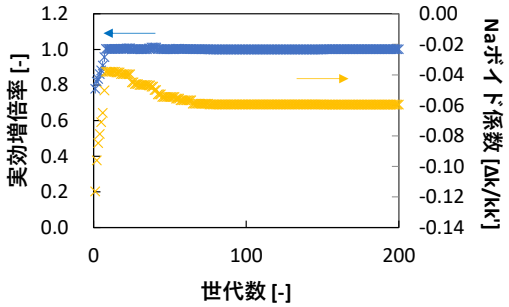



図 2：炉心寸法の最適化結果（核特性値）

**謝辞**　CBZ の利用にあたっては北海道大学の千葉豪氏にご助言を頂いた。

*Yuki Morishita[1], Hiroya Oike[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]
[1]Nagoya Univ.

# TRU 組成のばらつきが移行期の高速炉の炉心特性に与える影響の評価

Evaluation of the impact of TRU composition on the core characteristics of fast reactors during the transition period

*加藤　博貴[1]，千葉 豪[1]
[1]北海道大学

軽水炉に UO2・MOX 燃料を装荷した場合とで区別して、軽水炉の想定の違いによる TRU 組成のばらつきが移行期の高速炉の炉心特性に対して及ぼす影響を定量的に評価した。
**キーワード：**核燃料サイクル、高速炉、炉心特性

**1. 背景**：移行期と平衡期の高速炉の性能について、炉心・廃棄物特性から広範に比較する検討を行っている。高速炉の移行期においては、軽水炉の運転条件や燃料の初期組成、軽水炉使用済み燃料の再処理条件によって、装荷される燃料中の TRU 組成が大きく変動し、それによって高速炉の炉心特性や高速炉からの廃棄物の特性が大きく変化する可能性がある。したがって、移行期における高速炉システムの特性を把握することが重要である。

**2. 検討方法**：軽水炉燃料を対象とした解析には、燃料ピンと被覆管、それらを囲む冷却材からなる単一ピンセルモデルを使用した。この単一ピンセルモデルは ORIGEN 用のライブラリ[1]を作成する際に設定されたものである。軽水炉運用の際の様々な想定（炉型、燃料の初期組成、燃料の濃縮度、ボイド率（BWR）、燃焼度、再処理までの冷却期間）の違いに基づき、計 864 ケースの使用済み燃料中の TRU 組成割合を算出した。その後、各々のケースから得られた TRU 組成に基づく燃料を装荷した高速炉の全炉心燃焼計算を行うことで、864 ケースそれぞれについて高速炉の炉心特性を計算し、各々の炉心特性について平衡期の値と比較した。また、検討の対象とした高速炉は、高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究（通称 FS）のフェーズ II における大型 MOX 燃料高内部転換型代表炉心 JSFR-1500 とした。計算には北海道大学原子炉工学研究室で開発している CBZ コードシステムを用いた。

**3. 解析結果**：炉心特性として燃焼反応度、Na ボイド反応度、Doppler 反応度、実効遅発中性子割合（$\beta_{eff}$）に着目した。Fig.1 に、平衡期の炉心特性に対する移行期の炉心特性の比を示す。燃焼反応度では、想定の違いによって平衡期に対する値に大きな差が生じ、移行期において正の値を取るケースが見られた。Na ボイド反応度について、移行期で正の反応度が大きくなることを確認した。Doppler 反応度に関しては、移行期において印加される負の反応度が小さくなるケースが見られた。また、$\beta_{eff}$は殆どの想定で（Doppler 反応度と同様に）平衡期と比較して小さな値を示した。

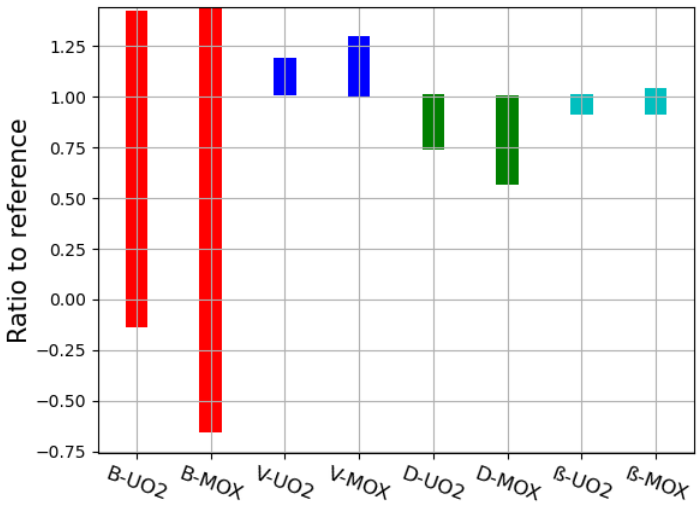



Fig.1 移行期の炉心特性
（左から燃焼反応度、Na ボイド反応度、Doppler 反応度、$\beta_{eff}$）

**謝辞**　本報告は、文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD02 19209423 の助成を受けたものです。

**参考文献**　[1] 片倉純一、他、JAERI-Data/Code 2004-015 (2004).

---

* Hiroki Kato [1], Go Chiba [1]
[1] Hokkaido University

# 回転型燃料シャッフリングナトリウム冷却ブリードバーン型高速炉の概念設計

Conceptual design of rotational fuel shuffling sodium cooled Breed-and-Burn fast reactor

*小原　徹[1]，Van Khanh Hoang[2]，Odmaa Sambuu[3]，西山　潤[1]
[1]東工大，[2]ベトナム原子力研，[3]モンゴル国大

回転型燃料シャッフリングを用いた金属燃料ナトリウム冷却ブリードバーン型高速炉概念の成立性について検討した。適切なタイミングでメルトリファイニングを行うことで燃料被覆管の dpa を 200 程度に抑えつつブリードバーン平衡燃焼状態を実現できることが明らかになった。

**キーワード：**ナトリウム冷却高速炉、ブリードバーン型高速炉、回転型燃料シャッフリング、金属燃料、メルトリファイニング

## 1. 緒言

回転型燃料シャッフリングブリードバーン高速炉（RFBB）は、装荷燃料に天然ウランまたは劣化ウランを用い、新燃料の燃焼集合体を中性子インポータンスの低い外周部に装荷し、燃料シャッフリングごとに隣接する位置に移動させながら徐々に炉心中心方向へ移動させ、燃料集合体の無限増倍率が最大になるときに中性子インポータンスの大きい炉心中心部付近に来るようにして、その後燃焼による無限増倍率の減少とともに徐々に炉心外周部に移動させることで、原子炉の臨界と取出し燃料の高燃焼度を達成する概念である。その際燃料被覆管の照射損傷が課題になる。本研究は、金属燃料ナトリウム冷却 RFBB において、燃料被覆管の dpa がある一定の値となった際に EBR-II で開発されたメルトリファイニング(MR)を適用した場合の RFBB の成立性を明らかにすることを目的としている。

## 2. 解析

原子炉炉心デザインは S-PRISM をベースとした。解析条件を表 1 に示す。燃焼集合体は回転型シャッフリングにより移動させ dpa が 200 程度となった場合にメルトリファイニングを行うこととした。メルトリファイニングの効果としては、燃料要素の均質化、揮発性 FP の排出、工程での重金属(HM)の損失を考慮することとしそれぞれの効果を入れて RFBB の成立性の検討を行った。

表 1　解析条件

| | |
|---|---|
| 熱出力 | 400 MW |
| 燃料 | U-2Zr |
| 炉心高さ | 200 cm |
| 炉心等価直径 | 270 cm |
| 燃焼シャッフリング間隔 | 1125 日 |
| MR 前冷却期間 | 912.5 日 |
| MR 後待機時間 | 212.5 日 |

## 3. 結果

表 1 に MR による効果をそれぞれ取り入れた場合の解析結果を示す。シャッフリング直後(BOEC)からシャッフリング直前(EOEC)の反応度変化は 1%程度であり、また dpa も 200 程度となっている。解析の結果から今回の炉心デザインでは重金属の損失が 1%程度であれば dpa を抑えつつ RFBB を成立させることが可能であることが明らかになった。さらに最適化を進め今後より具体的な炉心デザインでの解析を進める予定である。

表 2　解析結果

| MR の効果 | 燃料均質化のみ | 燃料均質化 +FP 除去 | 燃料均質化 +FP 除去 +HM1%損失 |
|---|---|---|---|
| $k_{eff}$ (BOEC) | 1.0050 | 1.0326 | 1.0254 |
| $k_{eff}$ (EOEC) | 1.0153 | 1.0451 | 1.0384 |
| 平均取出燃焼度(GWd/t-HM) | 275 | 275 | 275 |
| 最大 dpa | 201 | 216 | 208 |

*Toru Obara[1], Van Khanh Hoang[2] Odmaa Sambuu[3], Jun Nishiyama[1]
[1]Tokyo Tech, [2]VinAtom, [3]NUM

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

# [3K14-17] High Temperature Gas Reactor

chair: Kazuya Takano (JAEA)

Fri. Sep 10, 2021 3:55 PM - 5:05 PM Room K

## [3K14] Development of High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting Part2

*Hiroki Tsukamoto[1], Syoichi Horii[1], Taro Kato[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. )

3:55 PM - 4:10 PM

## [3K15] Development of High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting Part2

*Hokuto Tsuruoka[1], Masaaki Katayama[1], Wataru Sakuma[1] (1. Reactor Safety System Engineering Section, Reactor Core &Safety Department ,Nuclear Energy Systems, MHI)

4:10 PM - 4:25 PM

## [3K16] Development of High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting Part2

*Takafumi Ikeda[1], Wataru Sakuma[1] (1. MHI)

4:25 PM - 4:40 PM

## [3K17] Development of High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting Part2

*Shin Kusuda[1], Hiroto Tanishima[1], Mitsuru Nakamura[1], Takaya Kusakabe[1] (1. MHI)

4:40 PM - 4:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

# 炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラントの開発　その２
# （2）全体系統検討

Development of High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting Part2
(2) Study of the cogeneration HTGR's system design

*塚本 裕貴[1]，堀井 翔一[1]，加藤 太郎[1]
[1]三菱重工業（株）

三菱重工業では、固有の安全性を有し、かつ900℃以上の高温の熱が取り出せる高温ガス炉を活用し、安全で低炭素な水素製造と発電を両立する高温ガス炉コジェネプラントの構築を目指している。本稿では、高温ガス炉コジェネプラントのプラント基本仕様、全体系統構成、系統仕様等について検討した結果を報告する。

**キーワード：高温ガス炉、水素製造、コジェネレーション**

## 1. 緒言

高温ガス炉コジェネプラントは、水素の効率的かつ大量製造を可能としまた、水素製造量と発電量を調整することにより原子炉出力を一定に保ちつつ運転することで、電力負荷変動等への対応を可能とすることをコンセプトに全体系統の検討を実施した。

## 2. 全体系統検討

高温ガス炉コジェネプラントは、発電と水素製造を両立したプラントであり、発電には高効率が見込まれる直接ガスタービンサイクルを採用し、水素製造は He ガス加熱による製造実績があり早期実現の見込める水蒸気改質法を選定した。全体系統構成を図１示す。1 次系の主要設備は中間熱交換器(IHX)、He ガスタービン、再生熱交換器から構成され、He ガスタービンで発電するとともに、IHX を介して水素製造設備に高温の熱を供給する。水素製造設備は、水蒸気改質器等の水素製造機器、水素精製設備や水素貯蔵設備から構成され、水蒸気改質器により水素を製造するとともに製造された水素をユーザへ供給する。発電と水素製造が直列に接続されていることから、水素製造と発電を調整運転することで負荷変動に追従できる特徴を持ち、プラントの運転は、水素製造を主体とする水素定格運転と発電を主体とする発電定格運転の 2 つの定格運転を設定している。

表１　定格運転時の水製造量及び発電量

| | 水素製造定格運転 | 発電定格運転 |
|---|---|---|
| 水素製造量 | 約9億 $Nm^3$/年 (12万$Nm^3$/h) | 約7億 $Nm^3$/年 (9万$Nm^3$/h) |
| 発電量 | 約160 Mwe | 約190 Mwe |

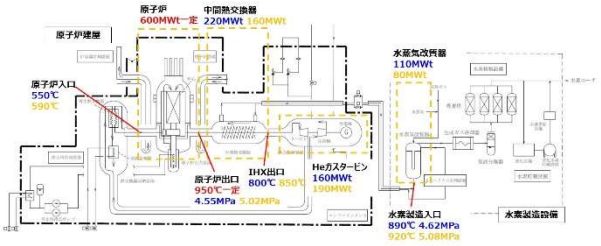



図１　高温ガス炉コジェネプラントの全体系統構成

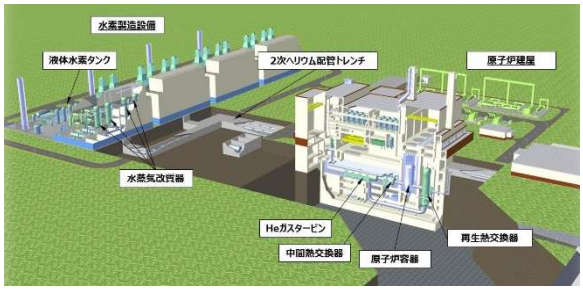



図２　高温ガス炉コジェネプラントの鳥観図

原子炉出力は高温ガス炉固有の安全性が維持できる 600MWt、原子炉出口温度は HTTR での実績から 950℃と設定し、全体熱物質収支を検討した結果、表１示す水素製造量と発電力を達成可能な見込みを得た。

## 3. 結論

**高温ガス炉コジェネプラントのプラント**基本仕様の設定、**全体系統概念の構築を実施し、各定格運転における水素製造量と発電量の見通しを得た。**

**参考文献**

[1] 須山和昌、炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラント(水素製造・発電)の開発、日本原子力学会 2020 年秋の大会

*Hiroki Tsukamoto[1], Syoichi Horii[1] and Taro Kato[1]
[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.,

# 炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラントの開発　その２
# (3)プラント制御概念検討

Development of High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting Part2

(3) Conceptual examination of plant control

*鶴岡 北斗[1]，片山 正晶[1]，佐久間 渉[1]，

[1]三菱重工業，

三菱重工業では、固有の安全性を有し、かつ900℃以上の高温の熱が取り出せる高温ガス炉を活用し、安全で低炭素な水素製造と発電を両立する高温ガス炉コジェネプラントの構築を目指している。また、プラントの運転計画として原子炉熱出力一定で水素製造と発電量の負荷分担を変更可能な設計を進めている。本稿では、このプラントの制御方法、運転方法の成立性、実用性を検討するため、動特性解析結果を報告する。

**キーワード：**高温ガス炉、プラント制御、M-RELAP5

## 1. 緒言

高温ガス炉コジェネプラントは、原子炉、ガスタービン、水素製造設備と応答性の異なる３つの設備を考慮しながら運転を行う必要があり、プラント運転制御は複雑となる。そこで、動特性解析コードM-RELAP5[1]を用いて、原子炉熱出力一定で周波数制御運転、日負荷追従運転の２つの運転方法に対する動特性解析を行った。本報では、M-RELAP5のモデルの概要、並びに動特性解析の結果を示す。

## 2. 解析コード及び高温ガス炉コジェネプラントの解析モデル

プラントの熱流動解析はPWRで実績のあるM-RELAP5を用いており、１次ヘリウム系、２次ヘリウム系をモデル化し、水素製造設備については２次ヘリウム系の境界条件として構築した。

## 3. M-RELAP5コードを用いた動特性解析

原子炉熱出力一定での周波数制御運転、日負荷追従運転の動特性解析を実施した。ドップラ反応度等の炉物理定数はGTHTR300[2]の暫定値を使用する。

## 4. 解析結果

ここでは、日負荷追従運転の応答例を図1に示す。水素製造設備への２次ヘリウム流量（中間熱交換器(IHX)出力）を1%/minで低下させ、その後、再びIHX出力を復帰させた。この時、タービンに流入する温度、圧力、流量の条件が変化することで、発電機出力とIHX出力は良好に制御できることを確認した。また、原子炉出力は制御棒の動作による振動が確認されたが、100%近傍で制御可能であった。今後、プラント制御方針、制御ロジックを見直すことで過渡的な温度変化の緩和、原子炉出力の振動的応答の改善を図るとともに、M-RELAP5の高温ガス炉体系におけるコード検証を計画する。

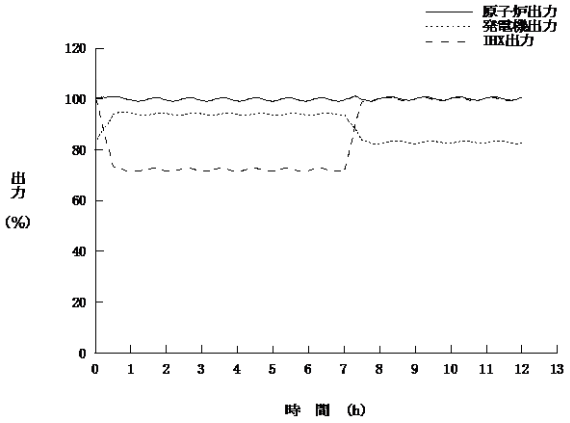



図１　日負荷追従運転時のプラント応答

## 参考文献

[1] 三菱重工業㈱、「三菱PWR　重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」、MHI-NES-1064改1、(2016)

[2] 國富一彦, 片西昌司, 高田昌二ほか, ”高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300）の設計研究,” 日本原子力学会和文論文誌, Vol.1, No.4, p. 352-360 (2002).

---

*Hokuto Tsuruoka[1], Masaaki Katayamai[1] and Wataru Sakumai[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.,

# 炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラントの開発　その２
# (4) 安全の考え方と安全評価事象選定

Development of High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting Part2

(4) Approach to Safety and Selection of Safety Analysis Events

*池田　敬文[1]，佐久間 渉[1]

[1]三菱重工業

三菱重工業では、固有の安全性を有し、かつ900℃以上の高温の熱が取り出せる高温ガス炉を活用し、安全で低炭素な水素製造と発電を両立する高温ガス炉コジェネプラントの構築を目指している。本稿では、高温ガス炉コジェネプラントにおける深層防護の想定、安全評価における判断基準や着目パラメータの設定、並びに高温ガス炉コジェネプラントの特徴を踏まえた安全評価事象の選定結果を報告する。

**キーワード**：高温ガス炉、深層防護、判断基準、安全評価事象

## 1. 緒言

高温ガス炉コジェネプラントの安全性を示すことは最重要課題の一つであり、高温ガス炉の固有の安全性を踏まえた深層防護の想定、安全評価における判断基準や着目パラメータの設定、並びに高温ガス炉コジェネプラントの特徴の踏まえた安全評価事象の選定を実施した。

## 2. 検討内容

### 2-1. 深層防護の想定

高温ガス炉で想定した深層防護レベルを表 1 に示す。高温ガス炉では、事故時においても被覆燃料粒子による放射性物質の閉じ込め機能維持を図ることから、レベル 4 でも炉心損傷することはない。

表 1　深層防護レベルの想定

| Lv | 商用軽水炉 | 高温ｶﾞｽ炉(新) |
|---|---|---|
| 1 | 通常運転 | 同左 |
| 2 | 運転時の異常な過渡変化 | 同左 |
| 3 | 設計基準事故 | 同左 |
| 4 | a:設計拡張事象(炉心損傷なし) | 設計拡張事象(炉心損傷なし) |
| | b:設計拡張事象(炉心損傷あり) | |
| 5 | 大規模放出（防災） | 同左 |

### 2-2. 安全評価における判断基準

日本原子力学会で整理されている判断基準[1]から、発電用軽水炉の判断基準も参考にし、さらに実用高温ガス炉の特徴を加味して、安全評価における判断基準を検討し、安全評価で重要となるパラメータとして、高温ガス炉で特徴的な‘原子炉冷却材圧力バウンダリの温度’及び‘黒鉛構造物、燃料要素の健全性’を含む 5 項目を選定した。

### 2-3. 安全評価事象の選定

高温ガス炉コジェネプラントの系統構成に基づき、決定論的に異常状態が発生する要因を分析することなどにより、設計基準事象(レベル 2 及び 3)を抽出し、更に、安全機能喪失を想定した設計拡張事象(レベル 4)を抽出し、高温ガス炉コジェネプラントの特徴的な事象である「中間熱交換器の除熱量減少」を含め、42 ケースの安全評価事象を選定した。

## 3. 結論

高温ガス炉の固有の安全性を踏まえた深層防護の想定等、安全の考え方を整理した上で、安全評価事象を選定した。今後は、代表的な事象を対象に解析を実施し、安全解析コードの適用性の確認を実施する。

### 参考文献

[1] プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス（平成 29 年 3 月 一般社団法人 日本原子力学会 「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス]研究専門委員会）

*Takafumi Ikeda[1], Wataru Sakuma[1]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.,

# 炉心溶融のない高温ガス炉コジェネプラントの開発　その２
# (5)主要設備の概念検討

Development of High Temperature Gas Reactor Cogeneration Plant without Core Melting Part2
(5) Feasibility Design Study of Main Components

*楠田 伸[1]，谷島 寛斗[1]，中村 満[1]，日下部 隆也[1]
[1]三菱重工業株式会社

三菱重工業では、固有の安全性を有し、且つ900℃以上の高温の熱が取り出せる高温ガス炉を活用し、安全で低炭素な水素製造と発電を両立する高温ガス炉コジェネプラントの構築を目指している。本稿ではプラントを構成する高温熱利用設備として中間熱交換器、及び再生熱交換器の概念検討結果を報告する。

**キーワード：**高温ガス炉，中間熱交換器，再生熱交換器，前置冷却器，ヘリカルコイル，プレートフィン

## 1. 緒言

高温ガス炉コジェネプラントでは、原子炉から水素製造施設へ熱を供給するための中間熱交換器については、ヘリカルコイル型伝熱管を採用した多管式熱交換器、プラント発電効率に寄与する再生熱交換器には熱交換密度が大きいプレートフィン型熱交換器を採用する計画であり、設計条件（水素定格運転及び発電定格運転）に対して性能、構造の概略検討を実施した。

## 2. 主要設備の概念検討

### 2-1. 中間熱交換器の開発

中間熱交換器の伝熱管はヘリカルコイル型伝熱管としており、伝熱管の隙間に熱輻射板を設置することで、伝熱性能の向上及び中間熱交換器全体の小型化を可能とした。また、中間熱交換器器内は高温環境であり、熱による高応力の発生が懸念されるため、熱応力の緩和が期待される構造として、マニホールド型管板を採用した。その結果、図 1 の機器構造図と表 1 の基本仕様が得られた。

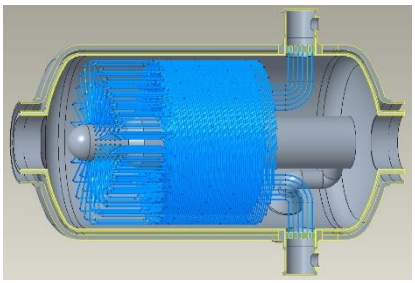


図 1　中間熱交換器概念構造図

表 1　中間熱交換器仕様

| | | |
|---|---|---|
| 伝熱管仕様 | 型式 | ヘリカルコイル型 |
| | 伝熱面積 | 1720m$^2$ |
| | 外径/板厚/ピッチ | 45mm/6mm/65mm |
| | 本数 | 425本 |
| 全体仕様 | 耐圧部外径/長さ | Φ6m/12m |
| | 全体重量 | 約500ton |

### 2-2. 再生熱交換器の開発

既往検討結果[1]からコジェネプラントを想定した設計条件に対して伝熱性能検討を実施した結果、直径約 6.7m、高さ約 30.5m の外形仕様（表 2）が得られた。また、設計条件から想定される再生熱交換器プレートフィンコア部の熱変形を吸収するモジュール分割構造を採用した内部構造案を策定した。

表 2　再生熱交換器仕様

| | | |
|---|---|---|
| 伝熱部仕様 | 形式 | プレートフィン型 |
| | 伝熱面積 | 5347m$^2$／基 |
| | フィンピッチ／高さ／厚さ | 1.2mm／1.0mm／0.15mm |
| | 伝熱部幅／長さ／高さ | 880mm／800mm／1023mm |
| 全体仕様 | 高さ／重量／基数 | 8324mm／約27ton／6基 |

## 3. 結論

高温ガス炉コジェネプラントにおける設備の概念検討を実施し、中間熱交換器は伝熱性能の観点において機器成立性の見通しを得るとともに、再生熱交換器は構造成立性検討のベースとなる構造案を策定した。

## 参考文献

[1] 高田他　原子力学会和文論文誌 1[4],341(2002)

*Shin Kusuda[1], Hiroto Tanishima[1], Mitsuru Nakamura[1], Takaya Kusakabe[1]
[1] Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

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

# [3L01-07] Fusion Instrument Engineering

chair: Juro Yagi (Kyoto Univ.)
Fri. Sep 10, 2021 10:00 AM - 12:00 PM Room L

## [3L01] Investigation of liquid test blanket module for DEMO reactor

*Teruya Tanaka[1], Masatoshi Kondo[2], Yoji Someya[3], Shinji Ebara[4], Takehiko YokomineYokomine[5], Kazunari Katayama[6], Ryuta Kasada[4], Ryoji Hiwatari[3], Yoshiteru Sakamoto[3], Takashi Nozawa[3] （1. NIFS, 2. Tokyo Tech, 3. QST, 4. Tohoku Univ., 5. Kyoto Univ., 6. Kyushu Univ.）

10:00 AM - 10:15 AM

## [3L02] Investigation of liquid test blanket module for DEMO reactor

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

10:15 AM - 10:30 AM

## [3L03] Time delay of the thermocouple system in divertor plasma heat flux monitoring

*Hiroto Matsuura[1], Bui Xuan Nhat Son[1], Yousuke Nanashima[2], Shinsuke Ohshima[3], Kenichi Nagaoka[4], Hiromasa Takeno[5] （1. OPU, 2. Univ. of Tsukuba, 3. Kyoto Univ., 4. NIFS, 5. Kobe Univ.）

10:30 AM - 10:45 AM

## [3L04] Tensile properties of helium-implanted tungsten alloys

*Takeshi Miyazawa[1], Ryota Kanamaru[1], Akira Hasegawa[1] （1. Tohoku University）

10:45 AM - 11:00 AM

## [3L05] Effect of $Er_2O_3$ interphase on SiC fiber reinforced W composites

*Yina Du[1], Tatsuya Hinoki[1] （1. Kyoto University）

11:00 AM - 11:15 AM

## [3L06] Effect of pressure on gas retention behavior in bubbles for beryllium

*Yutaka Sugimoto[1], Kazutomo Hara[1], Kouhei Sano[1], Mitsutaka Haruta[2], Hiroki Kurata[2], Jaehawan Kim[3], Nakamichi Nakamichi[3], Mitsutaka Miyamoto[1] （1. Shimane University, 2. Kyoto Univ., 3. QST）

11:15 AM - 11:30 AM

## [3L07] Development of a Calculation Method for Neutral Gas Pressure Distribution in Intermediate Flow

*Konan Yagasaki[1], Atsushi Okamoto[1], Takaaki Fujita[1], Minami Sugimoto[1], Shunya Higuchi[1], Muneo Koike[1], Yangyi Ma[1] （1. Nagoya Univ.）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 原型炉用液体テストブランケットモジュールの検討
# （1）LiPb 自己冷却モジュール設計検討

Investigation of liquid test blanket module for DEMO reactor
(1) Design investigation of self-cooled LiPb module

*田中 照也[1]、近藤 正聡[2]、染谷 洋二[3]、江原 真司[4]、横峯 健彦[5]
片山 一成[6]、笠田 竜太[4]、日渡 良爾[3]、坂本 宜照[3]、野澤 貴史[3]
[1]核融合研、[2]東工大、[3]量研、[4]東北大、[5]京大、[6]九大

原型炉アクションプランでは固体増殖・水冷却ブランケットによる発電実証行った後の運転後期に、より高効率発電の見通しを検証するための“テストブランケットモジュール”（原型炉 TBM）を炉内の一部に設置することが提案されている。現在、液体 LiPb ブランケット概念の原型炉 TBM 設計検討を進めている。

**キーワード**：デモ炉、テストブランケットモジュール、液体ブランケット、LiPb、自己冷却

**1. 緒言** 原型炉 TBM として、500℃以上での高効率発電が見込める液体金属や溶融塩をトリチウム増殖材として用いる液体ブランケット概念の適用を検討している。これまでの 3 次元中性子輸送計算により、トカマク原型炉体系において、Li, LiPb, FLiBe, FLiNaBe 液体ブランケット概念について、トリチウム燃料増殖が十分見込めることを確認している。現在、その中から LiPb ブランケット概念を取り上げ、特にモジュール構造の簡素化と低圧循環システムを目指せる自己冷却方式での原型炉 TBM 設計検討を進めている。

**2. 原型炉 TBM 設計検討条件** 原型炉 TBM の設置位置等は未定であるため、発電実証が実施される固体増殖・水冷却ブランケット・モジュールの中で、トーラスのアウトボード側に設置されるものと同じ寸法を仮定している。現在の設計検討素案（たたき台）を図 1 に示す。本課題遂行のために解析が行われた原型炉内の 3 次元磁場強度分布に基づき、モジュール設置空間内における最大磁場強度の 9.5T を、また、炉心プラズマからの第一壁表面熱負荷 0.5MW/m$^2$、中性子壁負荷 1.5MW/m$^2$ に対応する核発熱分布を想定して、LiPb 増殖/冷却材（トリチウム増殖材、兼、冷却材）の熱流動計算を STREAM コードにより実施した。LiPb の入り口、出口温度はそれぞれ約 300℃、500℃としている。

**3. 冷却流路検討** 低放射化フェライト鋼 F82H を構造材として想定しており、モジュールの最高温度を 550℃以下に抑えることを LiPb 流路設定の目標としている。モジュール背面から流入した LiPb は、MHD 圧力損失を低減するために電気絶縁が施された側面流路を通過させて、なるべく低温のまま第一壁冷却流路に到達させる（図 1(b)）。一方で第一壁流路の方向については、磁場の方向に対する傾きを 6° 以内と平行に近く設けることで MHD 圧力損失を抑え(第一壁流路部分で 10 気圧以下)、電気絶縁を施さずに高速で LiPb を流す設計素案となっている。第一壁流路を通過後は背面を低速で流動して約 500℃で出口から流出する。第一壁の最高温度を約 550℃にするための流動条件を検討した結果、流路厚みを 7.5mm として平均流速 1.5m/s で流動させる必要があることが分かった。また、モジュール内における温度、流速、電位の三次元分布が計算されたことから（図 1(c)）、材料腐食や電気絶縁材料への要求性能等、実験研究における条件設定の議論が進むことが期待できる。

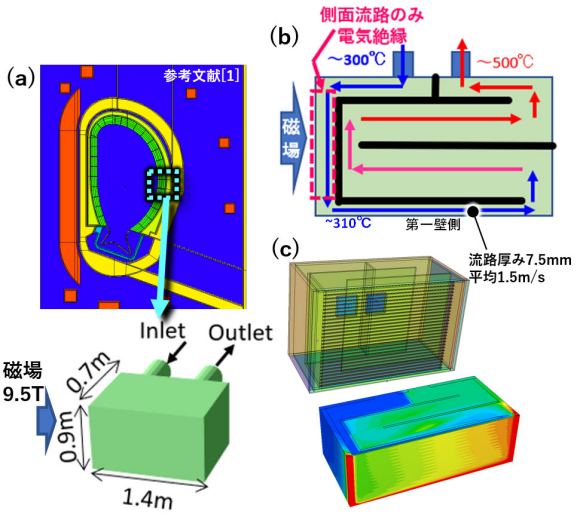



図 1. 自己冷却 LiPb 原型炉 TBM の設計検討素案。(a)検討寸法、(b)モジュール内流路設定、(c)熱流動計算体系及び温度分布計算結果例（モジュール角部の形状最適化が未だ行われておらず、角部で温度が高く表示されている）

**4. 今後の展開** 引き続き流路設定の工夫により第一壁流路における流速を低減させる可能性を検討している。また、モジュール内におけるトリチウム挙動や構造材料の応力分布の検討に本計算結果を利用していくことを計画している。

**参考文献** [1] Y. Someya et al., Fusion Engineering and Design 136 (2018) 1306–1312

・本研究は QST 原型炉研究開発共同研究の課題として実施されている。

*Teruya Tanaka[1]、Masatoshi Kondo[2]、Yoji Someya[3]、Shinji Ebara[4]、Takehiko Yokomine[5]
Kazunari Katayama[6]、Ryuta Kasada[4]、Ryoji Hiwatari[3]、Yoshiteru Sakamoto[3]、Takashi Nozawa[3]
[1]NIFS, [2]Tokyo Tech, [3]QST, [4]Tohoku Univ., [5]Kyoto Univ., [6]Kyushu Univ.

# 原型炉用液体テストブランケットモジュールの検討
# (2) LiPb 自己冷却モジュールの MHD 圧損抑制界面技術に関する検討

Investigation of liquid test blanket module for DEMO reactor

(2) Evolution of interface technology for MHD pressure drop reduction in self-cooled LiPb TBM

*近藤 正聡[1], 西尾 龍乃介[2], 畑山 奨[2], 大野 直子[3], 田中 照也[4]

[1]東工大科学技術創成研究院, [2]東工大工学院機械系, [3]横浜国大, [4]核融合研

FeCrAl 合金が自己形成・修復する Al-rich 酸化被膜を、MHD 圧力損失抑制のための絶縁被覆として応用する事を検討した。磁場下液体金属環境下における MHD 実験の計画についても報告する。

キーワード:液体ブランケット、原型炉、MHD 圧力損失、FeCrAl 合金

## 1. 緒言

核融合原型炉運転後期での実施を想定して検討を進めている先進液体ブランケットの TBM 試験(図 1(a))では、図 1(b)に示すように液体鉛リチウム合金が磁場下を横切る際に生じる MHD 圧力損失を低減する技術が要求される。アルミナ($Al_2O_3$)は、高い電気抵抗率($4\times10^8$ Ω·m at 873K)を有しているため絶縁材料としても使われてきており、その被膜は MHD 圧力損失抑制のための絶縁被覆としても期待できる。$Al_2O_3$ のような Al rich 酸化被膜を高温条件で自己形成する FeCrAl 合金を図 1(c)に示すような TBM 流路内のインサーションとして使用する事ができれば、稼働中に被膜が破壊・剥離しても自己修復可能であるため、優れた共存性と信頼性を備えた MHD 圧力損失抑制技術となる。本研究の目的は、MHD 圧力損失抑制のための絶縁被覆として FeCrAl 合金が自己形成・修復する Al-rich 酸化被膜が有効であるか明らかにする事である。

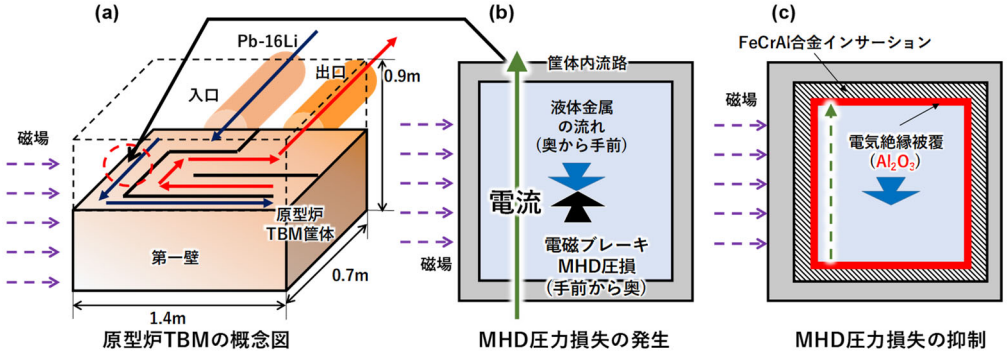



図 1 設計検討中の原型炉 TBM における FeCrAl 合金型インサーションの提案

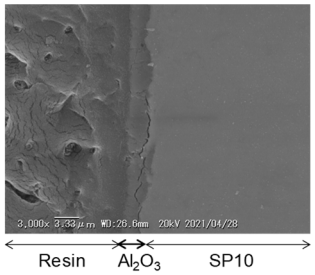



図 2 鉛リチウム攪拌流動場浸漬後の SP10(予備酸化処理)の表層断面 SEM 像

## 2. Al rich 酸化被膜と流動鉛リチウム合金との化学的共存性について

ODS ODS FeCrAl 合金(SP10, Fe-14.76Cr-6.4Al-0.5Ti-0.37Zr-0.47$Y_2O_3$-0.22Ex.O)の、高温酸化特性と液体増殖材との化学的共存性を調べた。1273Kの大気中における予備酸化処理(10 時間)により、合金表面に緻密な組織を有する α-$Al_2O_3$ 被膜が約 1-3μm 程度の厚さで形成する事がわかった。この予備酸化処理をした試験片を 873K の鉛リチウム攪拌流動場(流速約 10cm/s)に 1000 時間浸漬した結果、図 2 に示すように α-$Al_2O_3$ 被膜は最表面で $LiAlO_2$ を若干形成するものの、優れた共存性を示す事がわかった。予備酸化処理をせずに浸漬した場合には、$LiAlO_2$ が形成される事もわかった。

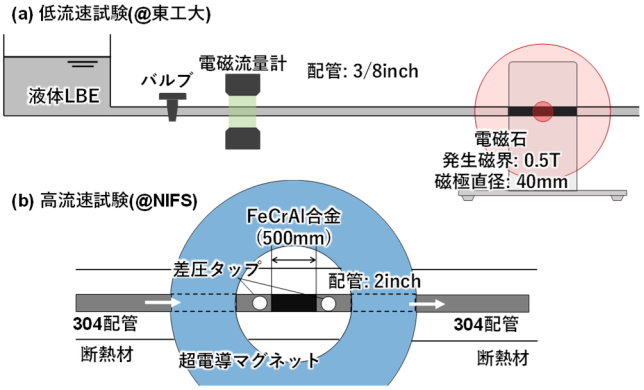



図 3 MHD 試験 (a)低流速試験、(b)高流速試験

## 3. Al rich 酸化被膜の絶縁性被覆としての機能について

FeCrAl 合金型インサーションの MHD 圧力損失抑制機能を調べるための実験計画を図 3(a), (b)に示す。まず、初めに 0.5T 程度の磁場下における鉛ビスマス試験を Re 数 5,000 から 20,000 の範囲で実施し、α-$Al_2O_3$ 被膜の有効性を検証する。その上で、核融合科学研究所の熱・物質流動ループ Oroshhi-2 と 3T マグネットを使用して鉛リチウム環境下の MHD 実験を行い、高 Re 数条件における α -$Al_2O_3$ 被膜等の有効性を明らかにする。

*Masatoshi Kondo[1], Ryunosuke Nishio[2], Susumu Hatakeyama[2], Naoko Oono[3] and Teruya Tanaka[4]
[1]Tokyo Tech IIR, [2]Tokyo Tech Department of Mechanical Engineering, [3]Yokohama Natl. Univ., [4]NIFS

# ダイバータプラズマ熱流束計測における熱電対システムの時間遅れ

Time delay of the thermocouple system in divertor plasma heat flux monitoring

*松浦 寛人[1]，ブイスアンニャットソン[1]，中嶋 洋輔[2]，大島慎介[3]，永岡 賢一[4]，竹野 裕正[5]

[1]阪府大，[2]筑波大，[3]京都大，[4]核融合研，[5]神戸大

我々はプラズマ対向材料の受ける熱流束を評価するため、熱伝導の逆問題を解く数学的モデルを開発した。対向材ターゲットの温度は熱電対でモニターし、応答を速くするため実効サイズの小さなターゲットを備えたセンサーを設計、製作した。しかしながら、実際の熱電対信号はプラズマ放電パルスから予想される温度の時間変化より大きく遅れており、これは熱電対測定の共通の問題と思われる。本研究では、この時間遅れの原因について考察を行った。

**キーワード：**ダイバーター熱流束、熱電対、一時時間遅れモデル

## 1. 緒言

我々は熱伝導の逆問題を解いて、プラズマ照射を受けた物体の温度変化を再現する時間依存の熱流束を推定する方法を提案し、ヘリオトロン J やガンマ 10/PDX の熱流束測定用カロリーメーターの改良を進めてきた。[1] ターゲット温度のモニター用熱電対をプラズマ照射面に近づけることで、速い時間応答の測定が期待された。しかしながら、実際のプラズマ実験での測定でははるかにゆっくりした温度応答のデータが得られ、これから推定される熱流束の変化は、放電の時間履歴とは整合性が取れないものとなっていた。[2]

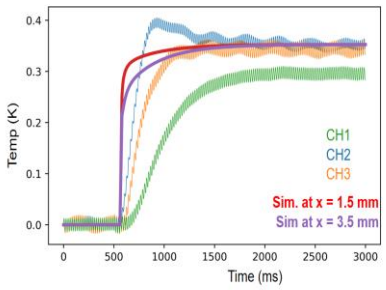



図 1．NB テストスタンドでのカロリーメーター校正実験でのターゲット温度測定例。

## 2. 短パルス NB による熱電対測定系の較正

ガンマ 10/PDX で実際に使用されたカロリーメーターターゲット温度の時間応答を正確に調べるために、加熱用中性粒子ビームのテストスタンドで 10 ミリ秒程度の短パルスビームを照射し、熱電対信号の応答を調べた。図 1 は、その 1 例である。熱電対は、照射面から 1.5 および 3.5 ミリメートルの位置に設置されている。各熱電対位置までの熱拡散時間は 8 及び 42 ミリ秒なので、十分早い温度応答が予想される(図の赤線及び紫線)。しかしながら、実際の熱電対信号(水色線および橙線)は、はるかにゆっくりした応答を示している。この熱電対信号の応答は、遅れ時間$\tau_0$ =80 及び 120 ミリ秒の一次遅れ系でモデル化すると、その特徴をよく再現できている。

現在、市販のシース付き熱電対を用いた調査により、金属シースでの熱抵抗による時間遅れが 100 ミリ秒のオーダーであることと、熱電対のターゲットへの固定の形態により、この遅れ時間が大きく変わることが確認されている。本研究は NIFS 双方向型共同研究(NIFS20KUHL099/NIFS20KUGM153)および一般共同研究(NIFS20KLPR051)の援助を受けている。

**参考文献**

[1] H.Matsuura *et al*., IEEE Transactions on Plasma Science 47 (2019) 3026-3030.

[2] H.Matsuura *et al*., 24th International Conference on Plasma Surface Interactions in Controlled Fusion Devices (online, korea).

---

*Hiroto Matsuura[1], Bui Xuan Nhat Son[1], Yousuke Nanashima[2],Shinsuke Ohshima[3], Kenich Nagaoka[4], Hiromasa Takeno[5]

[1]OPU, [2]Univ. of Tsukuba, [3]Kyoto Univ., [4]NIFS, [5]Kobe Univ

# ヘリウムイオンを注入したタングステン合金の引張特性

Tensile properties of helium-implanted tungsten alloys

*宮澤 健[1]，金丸 凌大[1]，長谷川 晃[1]
[1]東北大学

タングステン(W)の材料改質においては、レニウム(Re)添加やカリウム(K)ドープが有効であることが分かっている。W-3%Re 合金や K ドープ W 合金の引張特性に及ぼすヘリウム(He)注入の影響を報告する。

**キーワード**：核融合炉，ダイバータ，タングステン合金，ヘリウム注入，引張特性

**1. 緒言**：核融合炉ダイバータ候補材料である W では高エネルギー中性子との核変換反応によって約 20 appm の He が生成すると予測されている。これまでの研究において 20 appm の He 注入により圧延材を応力除去熱処理した純 W の再結晶が抑制され[1]、高温での延性が低下するものの、オーステナイト鋼で報告されているような高温での粒界破壊を伴う He 脆化ほど顕著な影響は見られないことが分かってきた。純 W と同様に粉末冶金にて製造された W-3%Re や K ドープ W の引張特性に及ぼす He 注入の影響を明らかにする。

**2. 実験方法**：粉末焼結と圧延加工で製造された純 W, K-doped W, W-3%Re の 900 ℃×20 min の応力除去熱処理材を用いた。試験片にはゲージ部の寸法が長さ 5 mm×幅 1.2 mm×厚さ 0.2 mm である SS-J 型微小引張試験片を用い、その引張方向は圧延材の圧延方向に直交する板幅方向である。He 注入は東北大学サイクロトロン加速器にて 50 MeV の He イオンをエネルギーディグレーダを用いて 0.2 mm の試験片厚さ方向にほぼ均一に 20 appm 注入した。He 注入時の温度は 100 ℃以下に制御した。He 注入まま材(As-implanted)と He 注入後に 1500 ℃×1h 熱処理を行った試料(PIA: Post Implantation Annealed)を用意し、ひずみ速度 $10^{-3}$ と $10^{-5}$ /s で 1300 ℃にて引張試験を実施した。

**3. 結果と考察**：図 1 に He を注入した W 合金の 1300 ℃における引張強さと全伸びのひずみ速度依存性を示す。He を注入した W 合金においても純 W と同様に 1500 ℃×1h の熱処理によって転位や亜粒界の回復による引張強さの低下が生じたが、再結晶は起こらなかった。1300 ℃の引張試験では Re による固溶硬化によって W-3%Re は純 W よりも強度が高くなった。ひずみ速度が $10^{-3}$ から $10^{-5}$ に減少すると全伸びが減少する傾向が得られ、$10^{-5}$ /s の試験では高温で発生した粒界すべりに起因すると思われる粒界破壊領域も観察された。K-doped W においては純 W や W-3%Re と比較して高い全伸びを示したことから、K バブル分散によって粒界すべりが低減した可能性が示唆された。以上より、20 appm の He は W 合金においても純 W と同様に層状組織や粒内のセル構造を安定化させる効果が認められた。講演では、He 非注入材の組織変化と引張特性を報告し、He 注入が応力除去熱処理した純 W 及び W 合金の 1300 ℃における引張特性に及ぼす影響を議論する。

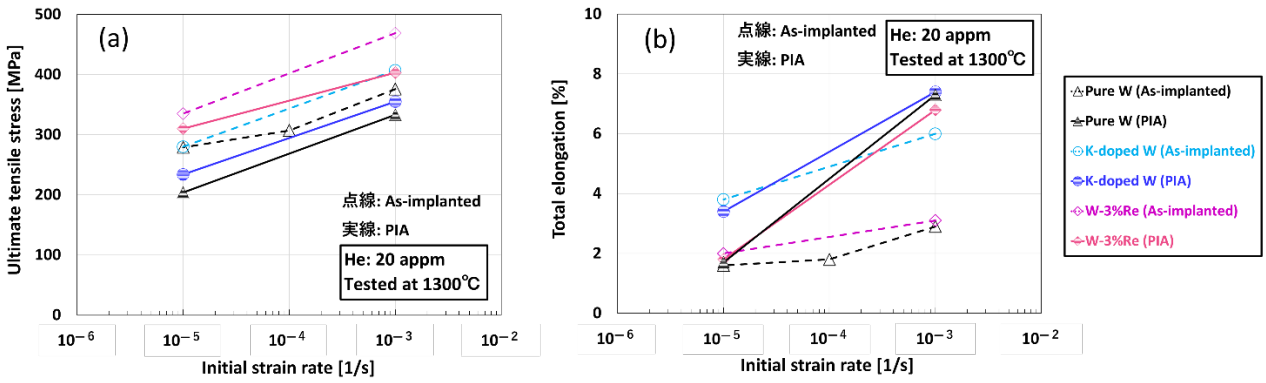



図 1. He を注入した W 合金の 1300 ℃における(a)引張強さと(b)全伸びのひずみ速度依存性

**参考文献** [1] A. Hasegawa, T. Miyazawa, D. Itou, T. Hattori, K. Yoshida, S. Nogami, Physica Scripta. T171 (2020), 014016.

---

*Takeshi Miyazawa[1], Ryota Kanamaru[1] and Akira Hasegawa[1]
[1]Tohoku Univ.,

# Effect of $Er_2O_3$ interphase on SiC fiber reinforced W composites

*Yina Du[1], and Tatsuya Hinoki[1]
[1]Kyoto University

Abstract (approx. 55words)

$Er_2O_3$ with or without C were used to protect the SiC fiber from the reactions with W in $SiC_f$/W composite. And the results show limited reaction zone can be observed in the composite with only $Er_2O_3$, but the pseudo ductile behavior is not obvious due to the strong interface between $Er_2O_3$ and SiC fiber. While for composites with C, weak interface can be obtained.

**Keywords:** composite, toughening, diffusion barrier, SiC fiber, tungsten, $Er_2O_3$

## 1. Introduction

To ameliorate the brittleness of W, SiC fiber was selected as reinforcement to improve its toughness, because of high strength at high temperature, and the close coefficients of thermal expansion between W (4.6×10-6 /°C, RT) and SiC (4.7×10-6 /°C, RT). However, severe interfacial solid-state reactions happened after high temperature sintering, generating carbides and silicides. Then, the damaged SiC fiber and generated ceramic phases will deteriorate its thoughness. And the lower content of W cuased the low thermal conductivity of composites. Therefore, an effective diffusion barrier is very essential for SiC and W composites. $Er_2O_3$ was selected as diffusion barrier in this work.

## 2. Experiment

SiC fiber reinforced W composites diffusion barrier were fabricated In this work. And the diffusion barriers were only $Er_2O_3$, $Er_2O_3$ with carbon black powder, or C layer formed by phenolic resin coated firstly then only $Er_2O_3$ respectively, in which $Er_2O_3$ slurry were infiltrated in fibers. Then the slurry filled fiber was dried at room temperature. Subsequently, the coated fibers and 0.08 thick W foil were cut to the size of 40×40 $mm^2$. Then they were stacked together and hot-pressed at 1700 °C for 1 h under a pressure of 20 MPa in Ar atmosphere. Tensile tests were carried out at room temperature to evaluate mechanical performance of the sintered composites. The geometry of testing bar is 1.5×3×40 $mm^3$. And all surfaces were polished before tensile test. Microstructure was examined by scanning electron microscopy (SEM).

## 3. Conclusion

Diffusion barrier to prevent the reactions and the interface to deflect the cracks in composite is mutually exclusive, and similar phenomenon can be found in this work. In the composite with only $Er_2O_3$ as diffusion barrier dominates in the composite, revealing that the thickness of reaction zone reduced a lot compared with composites without diffusion barrier, but only limited pseudo ductile behavior can be found according to the stress-strain curve because of the strong interface between fiber and $Er_2O_3$. Then C was used to get the weak interface between of fiber and $Er_2O_3$, in which carbon black powder or C by phenolic resin were used. And the results show C/$Er_2O_3$ composite can obtain more pseudo ductility than other composites, while with low strength. Besides, short fiber pull-out behavior can be observed. But for both composites with C, the thickness of reaction zone is a little thicker than composite with only $Er_2O_3$. Besides, almost no silicides were generated. Therefore, it is meaningful to use C for weak interface to acquire the pseudo ductility and $Er_2O_3$ as the diffusion barrier to impede the reaction, but the most suitable thickness need to be further studied.

# ベリリウムにおけるバブル中のガス保持挙動に与える圧力の影響

## Effect of pressure on gas retention behavior in bubbles for beryllium

*杉本有隆[1]，原 一智[1]，佐野航平[1]，治田充貴[2]，倉田博基[2]，金 宰煥[3]，中道 勝[3]，宮本光貴[1]
[1]島根大学，[2]京都大学化学研究所，[3]QST

走査型透過電子顕微鏡と電子エネルギー損失分光法を組み合わせた STEM-EELS により，重水素およびヘリウムを照射したベリリウム中のガス原子の存在状態を，昇温下において高い空間分解能で定量的に評価することを試みた．

**キーワード**：核融合炉，プラズマ対向材料，ベリリウム，ガス保持特性，微細組織

1. **はじめに**　ベリリウムは，ITER の第一壁への使用が予定されている．水素同位体およびヘリウムの高粒子負荷下でベリリウム中に形成されたバブルは，ボイドスウェリングやそこでのガス保持・放出などに関わり，核融合炉の安全な運転に影響を与えることから，バブルの挙動を理解することは重要である．
2. **実験方法**　イオン銃直結型透過型電子顕微鏡を用いて，室温および 673 K で 3 keV-$D_2^+$および 3 keV-$He^+$を 1 x $10^{21}$ atoms/$m^2$ まで薄膜ベリリウムに照射し，その場観察した．その後，京都大学化学研究所の高分解能 STEM-EELS により，300 K から 100 K 刻みで約 10 分間の等時焼鈍を行い，各温度帯で水素同位体・ヘリウムの存在状態を定量的に評価した．
3. **結果・考察**　図 1 に室温重水素照射後，673 K まで昇温した際のベリリウム内に形成した重水素バブルの HAADF 像と重水素マッピングを示す．HAADF 像から形状が丸いバブルと晶壁面のあるバブルを確認した．バブル内のガス密度を比較すると，晶壁面のあるバブルは重水素密度低く，バブルの内圧が低いことが分かった．

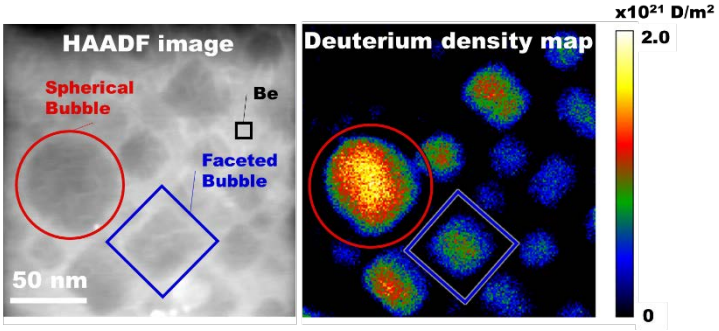



図 1　STEM-EELS を用いたバブル内の重水素密度分布図

次にバブルの形状がその成長過程に与える影響を評価するために，重水素を室温および高温（673 K）で照射し，昇温下でのその場 TEM 観察を行った図 2 に室温（上：比較的丸いバブルが多く存在）および高温（下：晶壁面のあるバブルが多く存在）で照射したベリリウムを 673 K と 773 K の昇温時に撮影した TEM 画像を示す．丸い重水素バブルは，昇温に伴い密度が減少し，平均サイズが増加しするのに対し．晶壁面のあるバブルは，密度と平均サイズにほとんど変化は見られなかった．

バブルの形状（すなわちバブルの内圧）は，昇温下における，バブル成長過程に支配的な役割を担うと考えられる．

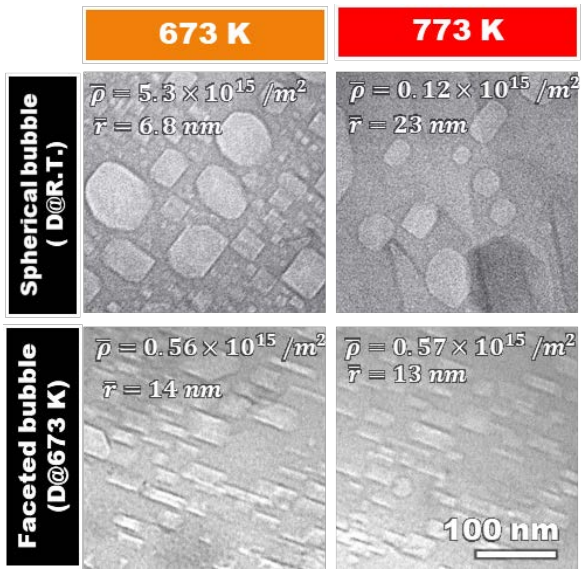



図 2　673 K と 773 K での丸い重水素バブルと晶壁面のあるバブルの TEM 画像

*Yutaka Sugimoto[1], Kazutomo Hara[1], Kouhei Sano[1], Mitsutaka Hruta[2], Hiroki Kurata[2], Jaehwan Kim[3], Masaru Nakamichi[3], Mitsutaka Miyamoto[1]
[1]Shimane Univ, [2] Chemical Research, Kyoto Univ., [3]QST

# 中間流領域における中性ガス圧力分布計算手法の開発

Development of a Calculation Method for Neutral Gas Pressure Distribution in Intermediate Flow

*矢ヶ崎 誇楠，岡本 敦，藤田 隆明，杉本 みなみ，樋口 舜也，小池 宗生，馬 洋一
名古屋大学

分子流と粘性流の狭間の領域である中間流は原型炉ダイバータで想定される流れ領域である一方，コンダクタンスが圧力に非線型に依存しており，圧力分布計算への線型解法の適用が困難であった。本研究では，中間流における圧力分布を高速かつ平易に計算する手法を新規に考案した。

**キーワード：**中間流，中性ガス圧力，ダイバータ，非接触プラズマ，原型炉

## 1. 緒言

ダイバータ排気経路の検討は原型炉設計アクションプランの 1 つであるが[1]，この経路における流れとしては中間流が想定されている。本グループで開始された直線型 ECR プラズマ実験装置 NUMBER を用いたダイバータ模擬実験においては，実験の圧力領域では中性粒子流れが中間流となる。分子流と粘性流の狭間に存在する流れ領域である中間流におけるコンダクタンスは非線型な圧力依存性を有し，圧力分布の計算にはモンテカルロ・シミュレーション等を適用する大規模な計算が必須であった。本研究では，中間流における高速な圧力分布計算手法を新規に考案し，実験装置における実測結果と比較してその妥当性を検証した。

## 2. 計算

図は考案した計算プログラムの計算フローの概略である。コンダクタンスが圧力に依存しない分子流の場合，真空容器内の圧力分布は流量とコンダクタンスを決定することで線型解法から求めることができる。中間流におけるコンダクタンス $C_{med}$ は分子流および粘性流のコンダクタンスの和で近似的に得られることを利用し，両領域のコンダクタンスを計算して $C_{med}$ の近似値を求め，圧力分布を計算する。得られた圧力分布をコンダクタンスの粘性流項に代入して $C_{med}$ の値を更新し，再び圧力分布を計算する。この過程を十分な回数繰り返して計算することでコンダクタンスが最適化され，中間流における圧力分布を得ることができる。この手法で，圧力の変化に伴って分子流から中間流，粘性流へと遷移していくような計算結果を得ることができた。

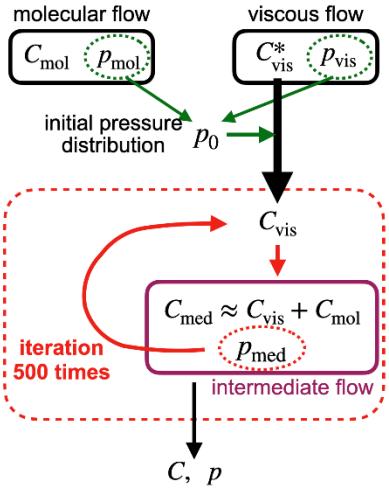



図　中間流領域における圧力分布計算プログラムの計算フロー

この計算手法の妥当性を，実験装置 NUMBER における圧力実測の結果と比較して検証した。細長い真空容器の一端から様々な流量でガスを注入，他端から排気を行い，その中間で圧力を計測した。計算条件として NUMBER の真空容器形状を設定し， $H_2$ および He の 2 種類のガスについて計算し，実測とよく一致した圧力が得られた。

## 3. 結論

中間流領域において，分子流の場合における線型解法を発展させた，高速な圧力分布計算を実現した。正しくコンダクタンスを評価できれば任意の容器形状・任意の流れに対して圧力分布計算が可能であるため，本手法のダイバータ排気経路における圧力分布計算への応用が期待できる。

**謝辞**

本研究は，JSPS 科研費 JP19H01869 および日比科学技術振興財団の助成を受けたものである。

**参考文献**

[1] K. Okano, *et al.*, Fusion Eng. Des. **136** (2018) 183-189

*Konan Yagasaki, Atsushi Okamoto, Takaaki Fujita, Minami Sugimoto, Shunya Higuchi, Muneo Koike, Yangyi Ma
Nagoya Univ.

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

# [3M01-08] Dose Evaluation &Monitoring

chair: Jun Goto (Niigata Univ.)

Fri. Sep 10, 2021 9:45 AM - 12:00 PM Room M

## [3M01] Aerial radiation monitoring via manned helicopter around nuclear facilities

*Akira Futemma[1], Tamotsu Kudo[1] (1. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

## [3M02] Car-borne survey and gamma-ray imaging by vehicle-mounted gamma-ray imaging system iRIS-V

*Yoshiharu Kitayama[1], Yuta Terasaka[1], Yuki Sato[1] (1. JAEA)

10:00 AM - 10:15 AM

## [3M03] Development of the presentation technology of spatial radiation dose rate distribution using mixed reality technology

*Kenji Osaki[1], Masafumi Endo[1], Taketsugu Kaneko[1], Masaaki Matsumoto[1], Takaki Katou[1] (1. TOSHIBA ESS)

10:15 AM - 10:30 AM

## [3M04] A handheld dust collector to prevent the scatter of the MOX powders around the workplace

*Shinya Nakamichi[1], Ryota Tsuchimochi[1], Koyo Omi[1], Yoshikazu Yamada[1] (1. JAEA)

10:30 AM - 10:45 AM

## [3M05] Measurement and calculation analysis of shielding material's performance for MOX containing Americium

*Toyofumi Okada[1], Tomohiro Shibanuma[1], Fumiya Honda[1], Akira Komeno[1], Hiroshi Kikuno[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 11:00 AM

## [3M06] High efficient gamma and neutron shielding using $Gd_2O_2S$ (2)

*Kohichi Nakayama[1], Koichi Nittoh[2], Yukihiro Fukuta[3], Takashi Kamiyama[4], Hirotaka Sato[4], Yoshiaki Kiyanagi[5] (1. TOSHIBA ENERGY SYSTEMS &SOLUTIONS CORPORATION, 2. TOSHIBA TECHNICAL SERVICES INTERNATIONAL CORPERATION, 3. TOSHIBA MATERIALS CORPERATION, 4. Hokkaido University, 5. Professor Emeritus of the Hokkaido University)

11:00 AM - 11:15 AM

## [3M07] Study of reaction mechanism of PVA-KI gel dosimeter (3)

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

11:15 AM - 11:30 AM

## [3M08] Mathematical analysis of radiation effects on neoplasm emergence and life-shortening in mice -Analyzing the differences among histological cancer types-

*Tetsuhiro Kinugawa[1], Takahiro Wada[2], Yuichiro Manabe[1], Fuminobu Sato[1], Satoshi Tanaka[3] (1. Osaka Univ., 2. Kansai Univ., 3. IES)

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

# 原子力施設周辺における有人ヘリコプターによる放射線モニタリング

Aerial radiation monitoring via manned helicopter around nuclear facilities

*普天間 章[1], 工藤 保[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

原子力災害時における緊急時モニタリングの一環として、有人ヘリコプターによる放射線モニタリングが実施される。災害時における放射性核種による周辺環境への影響の評価に資するため、原子力施設周辺において有人ヘリコプターによるモニタリングを実施し、空間線量率分布マップを作成した。

**キーワード：**有人ヘリコプター, 放射線モニタリング, 空間線量率

## 1. 緒言

有人ヘリコプター（有人ヘリ）等を用いた航空機モニタリングは迅速かつ広範囲に環境放射線を測定できるという利点から、原子力災害時における緊急時モニタリングの一手法として位置づけられている[1]。原子力施設から放出された放射性核種が周辺環境に及ぼす影響について、緊急時モニタリングによる適切な評価を実施する観点から、平常時にモニタリングデータを取得・整備しておく必要がある。平常時モニタリングデータ整備の一環として、2016 年から 2020 年にかけて 12 か所の原子力施設周辺において有人ヘリによる放射線モニタリングを実施し、空間線量率分布マップを作成した。

## 2. 方法

大型の NaI(Tl)検出器や GPS 等から構成される RSI システムを有人ヘリ機内に搭載し、原子力施設周辺に設定した測線上を速度約 160 km/h、対地高度約 300 m を基準に飛行することで、1 秒毎にγ線計数率及び位置情報を取得した。測定範囲は原子力施設を中心とする海上を除く半径 3 km～80 km 圏内とし、測線は 5 km 間隔で東西方向に設定した。上空で取得したγ線計数率に換算パラメータ等を適用して地表面から 1 m の高さにおける空間線量率（μSv/h）を算出し、逆距離加重補間（IDW）により測定範囲内における空間線量率分布マップを 250 m×250 m メッシュで作成した。空間線量率の計算結果の妥当性を確認するため、各原子力施設周辺に設定した測線近傍の 30 地点～50 地点において、一般的な NaI(Tl)検出器を用いて地表面から 1 m の高さにおける空間線量率（μSv/h）の地上測定を実施し、空間線量率分布マップのメッシュ値と比較した。

## 3. 結果及び結論

有人ヘリによる測定データから算出された空間線量率は約 0.01 μSv/h～約 0.40 μSv/h の範囲で、花崗岩質のエリアや山間部等で比較的高線量率であった。空間線量率分布マップのメッシュ値が地上測定値の 0.5 倍～2.0 倍の範囲内に収まる割合は 90 %程度であり、平方根平均二乗誤差（RMSE）は 0.02 μSv/h 前後であった。本データが災害時における放射性核種による周辺環境への影響の評価に資することが期待される。

*本件は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費及び放射性物質測定調査委託費（九州電力川内原子力発電所 80 km 圏内における航空機モニタリング等）事業」及び平成 28 年度～令和 2 年度における「原子力施設等防災対策等委託費（航空機モニタリング運用技術の確立等）事業」の成果の一部である。

## 参考文献

[1] 原子力防災会議幹事会, 原子力災害対策マニュアル(令和 2 年 7 月 27 日一部改訂)

---

*Akira Futemma[1], Tamotsu Kudo[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# 車両搭載型ガンマ線イメージングシステム iRIS-V による 走行サーベイ及びガンマ線イメージング

Car-borne survey and gamma-ray imaging by vehicle-mounted gamma-ray imaging system iRIS-V

*北山 佳治[1]，寺阪 祐太[1]，佐藤 優樹[1]
[1]原子力機構

車両搭載型のガンマ線イメージングシステム iRIS-V (integrated Radiation Imaging System-Vehicle)を開発した。iRIS-V は車両周囲のガンマ線イメージングだけでなく走行サーベイも可能である。本発表では、試験用$^{137}$Cs線源を用いた車両全周囲のガンマ線イメージング試験と、帰還困難区域内の走行サーベイの結果を報告する。

**キーワード：**ガンマ線イメージング，コンプトンカメラ，走行サーベイ

## 1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所サイト内の放射性物質分布及び空間線量率を継続的に把握することは、廃炉計画策定の一助になるだけでなく、作業員の安全や周辺住民の安心を得るうえで重要である。一方、既存の技術で広範な敷地内の放射性物質分布測定を継続的に実施するには人的、時間的コストが大きい。そこで、ガンマ線イメージングに必要な装置を含むシステム全てを移動可能な車両に搭載することで、少人数かつ短時間で広範囲のガンマ線イメージング及び走行サーベイを行えるシステム iRIS-V を開発した。

## 2. 手法

### 2-1. ガンマ線イメージング

iRIS-V のガンマ線イメージャーは、1 辺約 40cm の正十二面体型の筐体上部 6 パネルに 24 個ずつ(合計 144 個)配置されたコンプトンカメラ群から構成されている。各コンプトンカメラは、自身が所属するパネル固有の座標系にコンプトンコーンを描写し、最終的に正十二面体重心に原点を持った統一座標系へ再描写する。座標変換アルゴリズムを含むイメージングシステム全体の動作確認のために、試験用$^{137}$Cs線源(10MBq)を用いたイメージング試験を実施した。線源を地上約 5 m、iRIS-V との距離約 8 m の位置に設置し、iRIS-V を 36 ° ずつ、合計 360 ° 旋回させ、全 10 地点において 60 s, 300 s, 600 s のガンマ線イメージングを行った。

### 2-2. 走行サーベイ

iRIS-V は波高スペクトル-線量変換演算子(G(E)関数)を用いることで、測定した波高スペクトルから空間線量率を算出する。事前に計算した G(E)関数は車体等による遮蔽を考慮していない為、補正が必要である。そこで、空間線量率の異なる 3 点でサーベイメータを用いた補正を行った。また、G(E)関数の妥当性を含む走行サーベイシステムの動作確認を行う目的で、帰還困難区域内の空間線量率が高いと予想される区間約 3km において、走行サーベイ(50 km/h, 測定間隔 1 s)及び歩行サーベイを実施し、両者の結果を比較した。

## 3. 結果

イメージング試験の結果、300 s 以上の測定で適切な位置に結像し、一連のイメージングシステムが正しく動作している事が確認できた。車体前方下部は遮蔽物が多く、感度が著しく悪化することもわかった。G(E)関数の補正係数は、サーベイメータとの比較の結果 1.34 と決定した。補正後の G(E)関数を用いて測定した結果は、歩行サーベイで得られた結果とよく一致した。これにより走行サーベイシステムの妥当性を確認した。

---

*Yoshiharu Kitayama[1], Yuta Terasaka[1] and Yuki Sato[1]
[1]JAEA

# 複合現実技術を用いた空間線量率分布情報の提示技術の開発

Development of the presentation technology of spatial radiation dose rate distribution using mixed reality

*尾崎 健司、遠藤 雅史、金子 武嗣、松本 政明、加藤 貴来
東芝エネルギーシステムズ

原子力発電所における被ばく低減を目的として、空間線量率分布の情報（Dose Map）を複合現実技術により、管理員や作業員が所持する眼鏡型透過型ディスプレイに表示する技術を開発した。

**キーワード**：被ばく低減，Dose Map，複合現実、SLAM

## 1. 緒言

原子力発電所の作業では事前の作業計画と空間線量率の測定結果に基づいて、被ばく低減を目的とした遮へい計画が図られている。さらにその空間線量率レベルに応じコンタ図化した Dose Map を作成し、作業開始前に管理員や作業員へ提示することで被ばく低減を促す取り組みも行われている。Dose Map の情報を提示する方法として、拡張現実（AR）技術によりタブレット PC の画面に Dose Map を表示する技術を開発してきた[1]。本報告では、複合現実（MR）技術を利用して作業員の見ている風景に空間線量率分布を重畳表示する技術について報告する。

## 2. Dose Map の MR 表示

MR 技術とは、現実世界の 3 次元形状をカメラや深度センサ等で把握し、CG などの仮想オブジェクトを重ね合わせる技術である。MR 技術では眼鏡型透過型ディスプレイに仮想オブジェクトを表示することにより、見ている風景の中に重畳させて見ることが可能となり、装着者にわかりやすく情報提供することが可能となる。ここでは、MR 端末のセンサで測定した周囲の物体の三次元形状から床面部分を認識し、床面部分に予め作成しておいた Dose Map を重畳表示する機能を開発した。Dose Map は、作業エリアの壁等に配置した二次元バーコード状の原点マーカーを基準として空間上に配置する。端末の位置も同じ原点マーカーを基準として自己位置推定技術（SLAM 技術）によりリアルタイムに三次元座標を推定し、端末位置から見ている場所の Dose Map を表示することで、その空間線量率分布を把握することが可能となる。図 1 に実験室にて Dose Map を模擬表示した状況を示す。Dose Map が床面部分に表示され、高線量率箇所など注意喚起が表示できる。認識した構造物をメッシュ表示しており、床面部分にのみ Dose Map を表示できることを確認した。作業者が移動した場合も位置がずれることなく表示する必要があり、10m の移動に対して、10cm 以内の精度で表示できることを確認した。

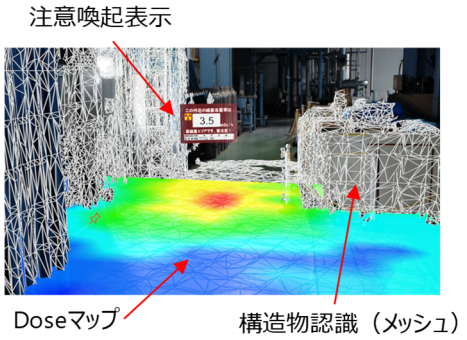



図 1　Dose Map の MR 表示例

## 3. 結論

MR 技術により周辺の空間線量率分布を表示する眼鏡型透過型ディスプレイに表示する技術を開発した。今後、端末の改良や実機環境での動作検証を行い、実用化を図る。

## 参考文献

[1] 尾崎他，拡張現実技術を用いた空間線量率分布情報の提示技術の開発，日本原子力学会初の年会予稿集, 3F01, 2020

*Kenji Osaki, Masafumi Endo, Taketsugu Kaneko, Masaaki Matsumoto, Takaki Katou
Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

# MOX 燃料粉末の空気中への飛散防止のために開発した小型集塵装置

A handheld dust collector to prevent the scatter of the MOX powders around the workplace

*中道　晋哉[1]，土持　亮太[1]，尾見　昂洋[1]，山田　美一[1]

[1]JAEA

MOX 粉末の汚染が発生し，飛散が想定されるリスクの高い作業における汚染拡大及び作業者の内部被ばく防止のための対策としてヘッド部に高性能フィルタを備えた小型集塵装置を開発した。

**キーワード：**MOX 粉末，集塵装置，内部被ばく防止

## 1. 緒　言

MOX 燃料粉末はα放射性物質のため，取扱いの際は内部被ばくの防止に最も注意を払う必要がある。2019 年にプルトニウム燃料第二開発室管理区域において MOX 微粉末が工程室内に広範囲に飛散する汚染事象を経験した。これを受けて，汚染拡大及び作業者の内部被ばく防止対策として集塵装置を開発し，導入した。

## 2. MOX 粉末の汚染が発生し，飛散が想定されるリスクの高い作業

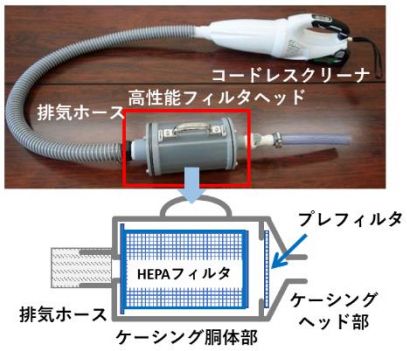
MOX 粉末の取扱いはグローブボックス内で行うことが原則のため，グローブボックスからの搬出作業はグローブボックスに付属する搬出入ポートに付けられているビニルバッグを介して行われるが，この作業ではビニルバッグの損傷による閉じ込め機能喪失の恐れがある。またこのビニルバッグは搬出入を繰り返すうちに短くなるため交換が必要になるが，ビニルバッグの交換作業では汚染の可能性がある搬出入ポート表面が一時的に露出する。そこでこれら作業を汚染が発生し，飛散が想定されるリスクの高い作業として抽出した。

## 3. 開発方針

開発する集塵装置は，汚染拡大防止に効果がある一方で，作業場所に備えられるものでなければならない。既存の集塵装置は装置本体及びフード部ともに大きく，狭い場所での使用が困難なことに加えて，装置本体側に HEPA フィルタが取り付けられているため，排気ホースに破損があると MOX 粉末を作業空間に飛散させてしまう恐れがあった。そこで，作業場所を選ばない小型でかつ，集塵装置ヘッド部に HEPA フィルタを備えた構造の装置を開発した。MOX 粉末の粒子径は数μm であり，一旦飛散すると空気中に止まり容易には沈降しないため，汚染部位が露出するタイミングに合わせてヘッドを向けて粉末飛散の可能性がある空気を吸引する使用方法とする。




(a) 既存集塵装置




(b) 開発した小型集塵装置

## 4. 開発した小型集塵装置

本装置はヘッド部に HEPA フィルタを備える特徴に加えて，高性能フィルタの目詰まりを予防し，フィルタ寿命を延ばすとともに，万が一に飛散した粉末を吸引した際にも，汚染検査を容易に行えるよう，HEPA フィルタ前段にはプレフィルタを配置した。

また，工程室は施設内放射線管理として空気流線があるため，吸引力はこれよりも強い必要があるものの，粒子径が大きく容易に沈降，あるいは静電気力や固着によりポート表面に留まる粉末を捕集する必要はない。これら特徴を考慮した吸引力のクリーナを選定した。

*Shinya Nakamichi[1], Ryota Tsuchimochi[1], Koyo Omi[1] and Yoshikazu Yamada[1]

[1]JAEA

# Am 含有 MOX 粉末を用いた遮蔽材のガンマ線遮蔽効果測定及び解析コードとの比較

Measurement and calculation analysis of shielding material's performance for MOX containing Americium

*岡田　豊史[1], 柴沼　智博[1], 本田　文弥[1], 米野　憲[1], 菊野　浩[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

$^{241}$Pu の β 崩壊により生成した $^{241}$Am を含む MOX について、遮蔽材で遮蔽した場合のガンマ線線量率の測定データを取得した。また、解析コードを用いて解析・検証を行い、遮蔽材の遮蔽性能を評価できることを確認した。

**キーワード：**MOX, $^{241}$Am, ガンマ線, 遮蔽材, 遮蔽性能解析, 放射線計測

## 1. 緒言

MOX 中のプルトニウムは、分離精製からの時間経過に伴い $^{241}$Pu の β 崩壊により $^{241}$Am が生成するため、その取扱いにおいては $^{241}$Am が放出する約 60keV の低エネルギーのガンマ線に対する遮蔽対策が重要となる。また、$^{241}$Am を含む MOX の線量率の測定データは貴重なデータとなる。本研究では $^{241}$Am を含有する MOX を線源とし、遮蔽材の厚さと測定距離を変化させてガンマ線の線量率を測定し、遮蔽材の遮蔽性能について解析コードを用いて解析・検証を行った。

## 2. 遮蔽性能の測定

グローブボックス内に線源を配置し、ポート部を介してグローブボックス外からガンマ線の線量率を測定した。線源は SUS 缶に収納した粉末状の MOX(Pu 富化度 35.3wt%, $^{241}$Am 含有率 2.48%($^{241}$Am/Pu))とした。また遮蔽材として放射線遮蔽シート(1 枚あたりの厚さ 0.4mm)を用い、シートの枚数(0～3 枚)、および線源～計測器間の距離(29～109cm)を変化させて測定した。尚、放射線遮蔽シートは原子力機構の核燃料物質使用施設で使用している無鉛の放射線遮蔽シートと同組成の放射線遮蔽シートを用いた。

## 3. 解析コードによる遮蔽性能の評価

線源コード ORIGEN を用いて測定日におけるガンマ線線源強度を作成し、遮蔽解析コード ANISN により測定地点におけるガンマ線線量率を評価した。実測値とコードによる計算値を比較したところ、距離と放射線遮蔽シート枚数(厚さ)による放射線の遮蔽効果は同様の傾向を確認することができた(図 1)。また放射線遮蔽シート t 枚を重ねることによる線量率 D(t)の減衰率((1－D(t+1)／D(t))×100)を評価したところ、計算値による平均減衰率は、実測値による平均減衰率をほぼ再現した(±4%)。

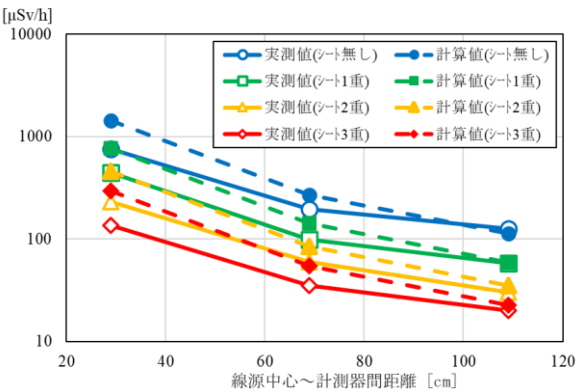



図 1 ガンマ線線量率の比較

## 4. 結論

$^{241}$Am を含有する MOX を対象とした線量率の測定データを取得した(放射線遮蔽シート 0～3 枚の使用による減衰データ)。また、放射線遮蔽シートの遮蔽性能について解析・検証を行い、$^{241}$Am を含有する MOX に対する放射線遮蔽シートの遮蔽性能を解析コードで評価できることを確認した。

---

*Toyofumi Okada[1], Tomohiro Shibanuma[1], Fumiya Honda[1], Akira Komeno[1], Hiroshi Kikuno[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

# γ線・中性子を効率的に遮蔽できる放射線遮蔽体の開発検討 (2)

High efficient gamma and neutron shielding using $Gd_2O_2S$ (2)

*中山 幸一[1], 日塔 光一[2], 福田 幸洋[3], 加美山 隆[4], 佐藤 博隆[4], 鬼柳 善明[5]
[1]東芝エネルギーシステムズ, [2]東芝テクニカルサービスインターナショナル,
[3]東芝マテリアル, [4]北海道大学, [5]北海道大学名誉教授

γ線・熱中性子の両方を従来よりも効率良く遮蔽でき、かつ放射線・放射性物質の管理状況を可視光で確認できる、新しい放射線遮蔽体を開発した。酸硫化ガドリニウム($Gd_2O_2S$:以下 GOS)を遮蔽材料に用いコンクリートおよび樹脂２種類の遮蔽体の放射線透過試験を実施した。γ線(X線も含む)および熱中性子の両方に対し、GOS 遮蔽体が鉄や重コンクリート等の従来遮蔽体に比べ、同等以上の遮蔽効果を有することを確認した。
**キーワード**：放射線、γ線、中性子、遮蔽体、ガドリニウム化合物、GOS、シンチレータ

## 1. 緒言

原子力関連施設や小型炉、加速器、ラジオアイソトープ線源、放射性廃棄物等から発生する放射線の遮蔽は、それらを利用する際の安心・安全を確保する上で重要な項目である。γ線・中性子は、それぞれ遮蔽が必要となる放射線であるが、元素や同位体毎に遮蔽特性が異なっている。このため従来は、γ線・中性子に対し、それぞれ異なる材料で遮蔽を行っており、大きな容積を必要としていた。我々は、γ線・中性子の両方に高い遮蔽効果を持つ GOS を材料に用いた遮蔽体の検討を行った。前回の試作結果報告に引き続き、今回は放射線透過試験の実施結果を中心に報告する。

## 2. 放射線透過試験の方法

コンクリート及び樹脂２種類の GOS 遮蔽体の比較対象として、鉄、銅、鉛及び重コンクリートを準備し、それぞれ同じ階段状の厚さ(5,10,20,40,60mm)を持った放射線透過試験用のステップウェッジサンプルを製作した。これらサンプルを北海道大学の電子線形加速器(LINAC)施設 HUNS にて、高エネルギーX 線及び中性子の照射を行い、厚さ毎の放射線透過量を測定した。X 線についてはイメージングプレート(IP)をサンプル後方に直接設置し、中性子については Dy 箔をサンプル後方に設置して熱中性子で放射化した Dy 箔を IP に転写したイメージ画像の読み取り結果から透過割合を評価した。

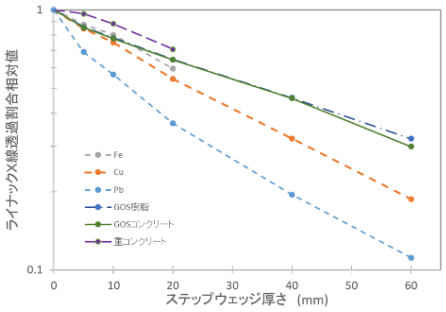


図１ ステップウェッジ厚さと X 線透過割合

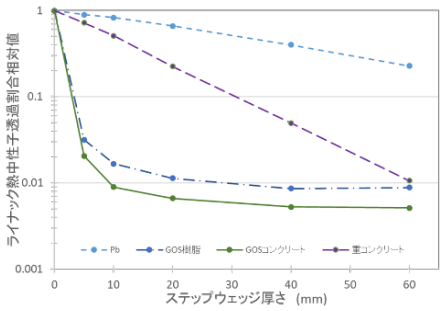


図２ ステップウェッジ厚さと熱中性子透過割合

## 3. 試験結果

図１に材質とその厚さ毎の X 線透過割合の結果を示す。GOS コンクリート及び GOS 樹脂が鉄の無垢材と同等の遮蔽効果を有する。図２の熱中性子透過割合の結果からは、GOS コンクリート及び GOS 樹脂の厚さ 5mm で 2～3%まで減衰しており、重コンクリートより 1 桁程度薄くしても同等の遮蔽効果が得られた。GOS 遮蔽体 1 種類でγ線と熱中性子の両方を効率良く遮蔽できることを確認した。

---

*Kohichi Nakayama[1], Koichi Nittoh[2], Yukihiro Fukuta[3], Takashi Kamiyama[4], Hirotaka Sato[4] and Yoshiaki Kiyanagi[5]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., [2]Toshiba Technical Services International Corp., [3]Toshiba Materials Co., Ltd,
[4]Hokkaido Univ. and [5]Professor Emeritus of the Hokkaido Univ.

# PVA-KI ゲル線量計の反応メカニズム研究（3)

Study on reaction mechanism of PVA-KI gel dosimeter (3)

*砂川 武義 [1]、ハーベル グレン [2]、青木 祐太郎 [1]

[1]福井工大, [2]オンタリオ工科大

近年、放射線がん治療において容易に放射線を可視化する手法が求められている。本研究室では、PVA と KI かなる ゲル状化学線量計を開発した [1)]。ここで、PVA-KI ゲルは、放射線照射により赤色に呈色し、紫外可視吸収測定において 490nm に吸光度の極大を示す。現在、本ゲル線量計に対して線量率の違いが測定結果に及ぼす影響について検討している。本研究では、X 線照射と同時に光吸収測定する in situ 測定システムを構築し、線量率の違いが PVA-KI ゲルに与える影響を明らかにすることを試みた。

**キーワード：**化学線量計、放射線治療、ゲル線量計、反応動力学

## 1. 緒言

PVA-KI ゲルは、放射線がん治療で必要とされる 2Gy 以上吸収線量域において、感度よく放射線を可視化技術として研究・開発が行われている。本研究では、PVA-KI ゲルの測定において、吸光度と RGB 測定の B 及び G の値が比例関係にあることを見出した成果 [1)]を基に、PVA-KI ゲルに特化した X 線照射と同時に光吸収測定を行うことが可能な in situ 測定システムを構築し、線量率の違いが PVA-KI ゲルに与える影響を明らかにすることを目的とした。

## 2. 実験

本研究で使用した PVA-KI ゲルは、PVA(重合度 2000, ケン化度 86.5-89.0 mol%) 5.5 wt%, KI 9.1 wt%, ホウ砂 3.6 wt%, 果糖 4.9 wt% を含んでいる。試料への X 線照射は X 線照射装置（日立社製 MBR-1520R-4）を使用した。照射条件は、管電圧 150 kV、フィルタ A1 0.5 mm + Cu 0.1 mm を固定し、管電流 5～20mA、照射距離 400～500 mm を変化させることにより、線量率 0.34～2.04 Gy/min を変化させた。ここで、線量率は X 線照射装置に設置されている電離箱により測定された。本研究で構築した in situ 測定システムは、光源に発光波長 500nm の発光ダイオードを使用し、受光部に浜松ホトニクス社製カラーセンサ S11059-02DT/-03DS 使用した。ここで、カラーセンサ感度波長は 400～540nm を選んだ。光路長 1 cm の PMMA 製ディスポセルに PVA-KI ゲルを封入した試料の光吸収の受光カウントを時間分解測定した。ここで、受光カウント測定は X 線照射しながら 10 秒間隔で行った。

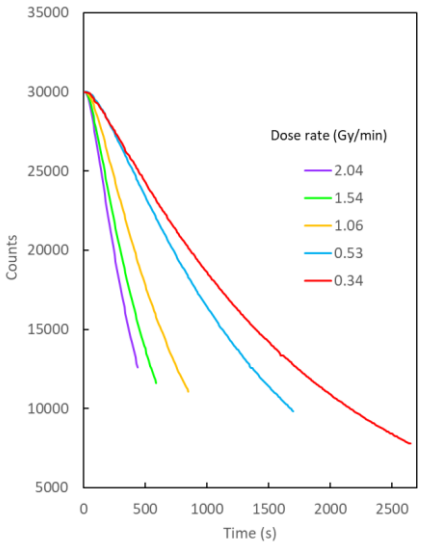



図 1 15GyX 線照射における線量率変化による受光カウントの in situ 測定結果

## 3. 結果および考察

図 1 に 0.34～2.04 Gy/min の線量率で 15Gy X 線照射した測定条件での、in situ 測定結果を示す。各線量率における 15Gy 照射時の受光カウントの比較において、線量率の減少に比例して受光カウントが減少する傾向が見られた。これは、PVA-KI ゲルへの X 線照射において $I_3^-$生成が緩やかに起こることを示唆している。この詳細は講演時に報告する。

## 参考文献

[1] T. Sunagawa, G. Harvel, Y. Aoki et al.: Memoirs of Fukui University of Technology, vol.49 pp.93-98 (2019).

*Takeyoshi Sunagawa[1], Glenn Harvel[2], Yutaro Aoki[1]

[1]Fukui Univ. of Tech., [2]Ontario Tech Univ.

# マウスにおけるがん発生、および寿命に対する低線量率放射線被ばく影響の数理的解析 — 固形がんの組織学的タイプによる違い —

Mathematical analysis of radiation effects on neoplasm emergence and life-shortening in mice
— Analyzing the differences among histological cancer types —

*衣川 哲弘[1]，和田 隆宏[2]，真鍋 勇一郎[1]，佐藤 文信[1]，田中 聡[3]
[1]阪大，[2]関西大，[3]環境研

我々はがん発生と、そのがんによる死亡を結びつける数理モデル(以下、寿命モデル)を開発している。本発表では前回の解析を発展させ、固形がんに対する詳細な解析を行う。固形がんを組織学的観点から分類し、各分類毎の寿命モデルのパラメータの値、およびそれらに対する放射線影響の違いを調べる。

**キーワード**：放射線，生体影響，がん，数理モデル

## 1. 緒言

我々は環境科学技術研究所（環境研）で実施されたマウス低線量率ガンマ線照射実験のデータ[1][2]を基に、寿命短縮を「がんの発生」と「がん発生から死亡」の二段階に分け、寿命モデルによる解析を行っている。2020 年秋の大会においては、「全がん」を「悪性リンパ腫」、「白血病」、「固形がん」の 3 つに分類した解析について報告した。「全がん」と 3 つの分類のそれぞれに寿命モデルを適用した結果、固形がんでは他の分類と比べて「がんの発生」は放射線により大きく早期化するが、その一方、放射線は「がん発生から死亡」までの期間を伸ばす、としなければ生存曲線を再現できないという結果が得られた。

## 2. 解析内容

上記の固形がんに対する解析結果が生じた理由を検証するため、本発表では前回の内容を進展させ、固形がんに対する詳細な解析を行う。具体的には、固形がんを組織学的観点から分類し、それぞれに対する解析結果を比較することにより、放射線影響の違いを議論する。環境研の実験データより、各分類に含まれるがんを抽出し、 (i)生存曲線データと(ii)がん発生データを得る。各分類に対して寿命モデルを適用し、「がん発生までの平均期間」と「がん発生から死亡までの平均期間」を求め、これらの値が照射群(20 mGy/日×400 日連続照射)と非照射群でどのように変化するかを調べる。また、放射線照射による寿命モデルのパラメータ値の変化の有意性を統計的観点から検証する。

## 3. 解析例

例として、固形がんを癌腫、肉腫に大別し、がんの発生に対する放射線影響の解析を挙げる。それらのがんを死因とするマウスの内、半数がその死因となるがんに罹患する時刻に対する放射線影響は、癌腫では約 180 日、肉腫では約 100 日の短縮となった（固形がん全体では約 160 日）。

### 参考文献

[1] S. Tanaka *et al.* (2003). *Radiation research*, 160(3), 376-379.

[2] I. B. Tanaka III *et al.* (2017). *Radiation research*, 187(3), 346-360.

---

*Tetsuhiro Kinugawa[1], Takahiro Wada[2] Yuichiro Manabe[1], Fuminobu Sato[1], and Satoshi Tanaka[3]

[1]Osaka Univ., [2]Kansai Univ., [3]IES

Awards Ceremony | Poster Session | Student Network

# [3Z_AC] Poster Session Awards Ceremony of Student Network

Fri. Sep 10, 2021 12:00 PM - 12:30 PM  Poster Session

## [3Z_AC] Poster Session Awards Ceremony

©Atomic Energy Society of Japan

(Fri. Sep 10, 2021 12:00 PM - 12:30 PM  Poster Session)

# [3Z_AC] Poster Session Awards Ceremony

学生連絡会主催の学生ポスターセッションはリモートで開催いたします。今回も日本全国から多くの学生が日頃取組んでいる研究や学生活動等について報告をします。発表日程は 9/8と9/9の二日あり、両日とも時間は16:30～18:30 です。昨今の状況から学生が研究発表する機会は中々ありません。1人でも多くの専門家との議論が学生のモチベーションになります。お時間がございます際には是非ともご参加ください。
なお、ご参加には申込が必要です。数分で終わりますので、 申込フォームからご登録ください。

©Atomic Energy Society of Japan