

Wed. Mar 29, 2017

Room B

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-5 Fusion Neutronics

[3B01-05] Fusion neutronics

Chair: Tsuyoshi Hoshino (QST)

9:30 AM - 10:45 AM Room B (16-102 Building No.16)

[3B01] Evaluation of shielding properties in equatorial port with WCCB TBM*GWON HYOSEONG¹, HIROMASA IIDA², HISASHI TANIGAWA¹, ATSUSHI WAKASA¹, TAKANORI HIROSE¹, YOSHINORI KAWAMURA¹ (1. QST, 2. NAT)

9:30 AM - 9:45 AM

[3B02] Overview of the Neutron calibration experiment at LHD and its neutronics analysis*Takeo Nishitani¹, Kunihiro Ogawa^{1,2}, Mitsutaka Isobe^{1,2}, Masaki Osakabe^{1,2}, Hiroki Kawase², Neng Pu², Jungmin Jo³, MunSeong Cheon⁴, Yuri Kashchuk⁵, Vitaly Krasiknikov⁶ (1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. Seoul National Univ., 4. NFRI, 5. RFDA, 6. IO)

9:45 AM - 10:00 AM

[3B03] Sensitivity Calibration of Neutron Yield Measurement System with Activation Method for LHD*Tomoyo Tanaka¹, Siyuan Li², Neng Pu³, Akira Uritani¹, Kenichi Watanabe¹, Sachiko Yoshihashi¹, Atsushi Yamazaki¹, Mitsutaka Isobe^{3,4}, Kunihiro Ogawa^{3,4}, Takeo Nishitani⁴ (1. Nagoya University, 2. Fukui University of Technology, 3. SOKENDAI, 4. National Institute for Fusion Science)

10:00 AM - 10:15 AM

[3B04] Experimental Validation of Neutron Economy Measurement of Blanket at the range of Tritium Breeding Ratio around Unity*Satoshi Konishi¹, ryuta kasada¹, taishi sugiyama¹ (1. Kyoto university)

10:15 AM - 10:30 AM

[3B05] A study of potential risk of Advanced Fusion Neutron Source*Makoto Nakamura¹, Kentaro Ochiai¹, Hiromitsu Suzuki¹ (1. QST)

10:30 AM - 10:45 AM

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet

[3B06-08] Nuclear Fusion Engineering (First wall

and Divertor)

Chair: Nakamura Makoto (QST)

10:45 AM - 11:30 AM Room B (16-102 Building No.16)

[3B06] Evaluation of the applicability of directional solidification for the purification of molten salt Flinak*Hiroki Shishido¹, Toshiyuki Onodera², Keitaro Hitomi¹, Noritaka Yusa¹, Hidetoshi Hashizume¹ (1. Tohoku Univ., 2. Tohoku Institute of Technology)

10:45 AM - 11:00 AM

[3B07] Construction of the combined probe array for heat flux monitoring*Hiroto Matsuura¹, Shinji KOBAYASHI², Shunsuke OHSHIMA², Tohru MIZUUCHI², Yosuke NAKASHIMA³ (1. Osaka Pref. Univ., 2. Kyoto Univ., 3. Univ. of Tsukuba)

11:00 AM - 11:15 AM

[3B08] Evaluation of subcooled boiling heat transfer characteristic of a self-formed swirling flow downstream of dual and triple elbow under one-sided heating condition*Hiroshi Kawakami¹, Shinji Ebara¹, Hidetoshi Hashizume¹ (1. Tohoku university)

11:15 AM - 11:30 AM

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Isotope Effect, Safe Handling)

[3B09-10] Tritium technology (production and measurement)

Chair: Kazunari Katayama (Kyushu Univ.)

11:30 AM - 12:00 PM Room B (16-102 Building No.16)

[3B09] Establishment of tritium transfer model in Li₂TiO₃ pebble*Makoto Kobayashi¹, yasuhisa Oya² (1. National Institute for Fusion Science, 2. Shizuoka University)

11:30 AM - 11:45 AM

[3B10] Design of tritium gas cell for BIXS by Monte Carlo simulation*Masanori Hara¹, Shinsuke Abe¹, Masao Matsuyama¹, Tsukasa Aso², Katsuyoshi Tatenuma³, Tomohiko Kawakami³, Takeshi Ito³ (1. University of Toyama, 2. National Institute of Technology, Toyama College, 3. KAKEN)

11:45 AM - 12:00 PM

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Isotope

Effect, Safe Handling)

[3B11-15] Tritium technology (production and recovery)

Chair: Masanori Hara (Univ. of Toyama)

2:45 PM - 4:10 PM Room B (16-102 Building No.16)

[3B11] CO₂ release from Li₂TiO₃ pebble with rising temperature and Li mass transfer*Kazunari Katayama¹, Ryotaro Yamamoto¹, Tsuyoshi Hoshino², Haruaki Sakagawa¹, Satoshi Fukada¹ (1. Kyushu Univ., 2. QST)

2:45 PM - 3:00 PM

[3B12] Study on lithium rod test module and irradiation method of tritium production using high temperature gas-cooled reactor*Yuma Ida¹, hideaki matsura¹, yuki koga¹, ryu okamoto¹, satoru nagasumi¹, kazunari katayama², teppei ootsuka³, minoru goto⁴, shigeaki nakagawa⁴, etsuo ishitsuka⁴ (1. Kyushu Univ.Department of Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, 2. Kyushu Univ.Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, 3. kindai Univ.Department of Science and Engineering, 4. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[3B13] Correlation of wide range of experimental H₂ desorption curves by a direct bubble contact with Li-Pb eutectic alloy*Satoshi Fukada¹, Mao Kinjyo¹, Terunori Nishikawa¹, Kazunari Katayama¹, Takumi Hayashi², Kanetsugu Isobe² (1. Kyushu Univ., 2. QST)

3:15 PM - 3:30 PM

[3B14] Effect of ammonia on the efficiency of tritium oxidation over catalyst for air detritiation system*Yasunori Iwai¹, Yuki Edao¹, Akiko Kondo¹, Katsumi Sato¹ (1. QST)

3:30 PM - 3:45 PM

[3B15] Effect of moisture and hydrocarbons on catalytic reactor for tritium oxidation*Yuki Edao¹, Katsumi Sato¹, Hiroshi Inomiya¹, Hiroo Asahara¹, Akiko Kondo¹, Yasunori Iwai¹, Takumi Hayashi¹ (1. QST)

3:45 PM - 4:00 PM

Room D

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies |

202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding

[3D01-04] Shielding materials, detector, code and material standard

Chair: Fumiyoshi Nobuhara (TNS)

9:30 AM - 10:35 AM Room D (16-204 Building No.16)

[3D01] Development of LED scintillation fiber detector for radioactivity measurement of the decontaminated waste*Noriaki Nakao¹, Motoyuki Asada¹, Takashi Kurihara¹, Yoshihiko Susuta¹, Masakazu Iwabuchi¹, Tomoo Shimada¹ (1. Shimizu Corporation)

9:30 AM - 9:45 AM

[3D02] Measurements of skyshine photons using LaBr₃ Scintillation Detector around Unit 3 at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station*Hideo Hirayama^{1,2}, Kenjiro Kondo^{1,2}, Seishiro Suzuki², Kohei Iwanaga², Yoshihiko Tanimura^{2,3}, Hiroshi Nagata^{2,3} (1. KEK, 2. NRA, 3. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[3D03] Adjoint Photon Transport in PHITS*Alex Malins¹, Masahiko Machida¹, Koji Niita² (1. JAEA, 2. RIST)

10:00 AM - 10:15 AM

[3D04] Improvement and application of displacement damage calculation method for electron, muon and pion in PHITS*Yosuke Iwamoto¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies |
202-1 Radiation Behaviors, Radiation Shielding**[3D05-09] Code and material standard**

Chair: Koichi Okuno (HAZAMA ANDO CORP.)

10:35 AM - 12:00 PM Room D (16-204 Building No.16)

[3D05] Discussion on the standardization of shielding material*Ken-ichi Kimura¹, Mikihiro Nakata², Koichi Okuno³, Yoshihiro Hirao⁴, Satoshi Ishikawa⁵, Yukio Sakamoto⁶ (1. Fujita Corporation, 2. MHI-NS, 3. Hazama-Ando, 4. National Marine Research Institute, 5. ITOCHU Techno-Solutions, 6. ATOX Corporation)

10:35 AM - 10:50 AM

[3D06] Discussion on the standardization of shielding material*MASAHIRO TANIGUCHI¹, Kennichi Kimura², Okuno Koichi³, Koji Oishi⁴, Ken-ichi Tanaka⁵, Masahiro Yoshida⁶, Osamu Kontani⁷, Toshinobu Maenaka⁸,

Satoshi Ishikawa⁹, Yoshihiro Hirao¹⁰ (1. TAISEI Corporation, 2. Fujita Corporation, 3. Hazama-Ando Corporation, 4. Japan Environment Research Co. LTD., 5. The Institute of Applied Energy, 6. Nuclear Safety Technology Center, 7. KAJIMA Corporation, 8. TAKENAKA Corporation, 9. ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 10. National Maritime Research Institute)

10:50 AM - 11:05 AM

[3D07] Discussion on the standardization of shielding material

*Mikihiro Nakata¹, Ken-ichi Kimura², Koichi Okuno³, Toshio Amano⁴, Kazuaki Kosako⁵, Tomohiro Ogata⁶ (1. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering, 2. Fujita, 3. Hazama-Ando, 4. ITOCHU Techno-Solutions, 5. Shimizu, 6. MHI)

11:05 AM - 11:20 AM

[3D08] 2016 Activity Summary on Simple Calculation Code Review WG for Radiation Shielding

*Yoshihiro Hirao¹, Norihiro Matsuda², Hiroki Sakamoto³, Hidenori Kawano⁴, Seiki Ohnishi¹, Fumiyoshi Nobuhara⁵ (1. NMRI, 2. JAEA, 3. TRANSNUCLEAR, LTD., 4. ATOX, 5. Tokyo Nuclear Services Co., LTD.)

11:20 AM - 11:35 AM

[3D09] 2016 Activity Summary on Simple Calculation Code Review WG for Radiation Shielding

*Fumiyoshi Nobuhara¹, Yoshihiro Hirao², Norihiro Matsuda³, Hiroki Sakamoto⁴, Yukio Sakamoto⁵, Mitsushige Iwashita⁶, Kentaro Yoshioka⁷ (1. Tokyo Nuclear Services Co., LTD., 2. NMRI, 3. JAEA, 4. TRANSNUCLEAR, LTD., 5. ATOX, 6. IHI, 7. TOSHIBA)

11:35 AM - 11:50 AM

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

[3D10-13] Shielding Materials

Chair: Masahiro Taniguchi (TAISEI CORP.)

2:45 PM - 3:50 PM Room D (16-204 Building No.16)

[3D10] Fabrication of the hardened bodies of boron carbide (B₄C) with geopolymers binder using a Warm press Method

*Kosuke Kubota¹ (1. Nagoya Institute of Technology)

2:45 PM - 3:00 PM

[3D11] Comparison of a low-activation effect between B₄C-loaded concrete and epoxy resin board

*Seiichiro Tanaka¹, Koichi Okuno¹ (1. HAZAMA ANDO CORPORATION)

3:00 PM - 3:15 PM

[3D12] Development of light and highly functional radiation-shielding cloth by using a silk glass technique

*Yoko Iwamiya¹, Kohmei Harada², Masayoshi Kawai³ (1. Chouetsu Glass Chemistry Laboratory, 2. SusDI, 3. KEK)

3:15 PM - 3:30 PM

[3D13] Development of light and highly functional radiation-shielding cloth by using a silk glass technique

*Masayoshi Kawai^{1,2}, Yoko Iwamiya¹, Kohmei Harada³ (1. Chouetsu Glass Chemistry Laboratory, 2. High Energy Accelerator Research Organization, 3. Sustainability Design Institute)

3:30 PM - 3:45 PM

Room E

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

[3E01-04] Minor actinide nuclear data 1

Chair: Satoshi Chiba (Tokyo Tech)

9:50 AM - 10:55 AM Room E (16-205 Building No.16)

[3E01] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

*Hideo Harada¹, Osamu Iwamoto¹, Masayuki Igashira², Tatsuya Katabuchi², Jun-ichi Hori³, Others 14^{1,3} (1. JAEA, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Kyoto University)

9:50 AM - 10:05 AM

[3E02] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

*Taro Nakao¹, Kazushi Terada¹, Atsushi Kimura¹, Syoji Nakamura¹, Osamu Iwamoto¹, Hideo Harada¹, Masayuki Igashira², Tatsuya Katabuchi², Jun-ichi Hori³ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Kyoto University Research Reactor Institute)

10:05 AM - 10:20 AM

[3E03] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

Kazushi Terada¹, Taro Nakao¹, Atsushi Kimura¹, *Shoji Nakamura¹, Kazushito Mizuyama¹, Nobuyuki Iwamoto¹,

Osamu Iwamoto¹, Hideo Harada¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:20 AM - 10:35 AM

[3E04] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

*Atsushi Kimura¹, Shoji Nakamura¹, Kazushi Terada¹, Taro Nakao¹, Hideo Harada¹, Tatsuya Katabuchi², Masayuki Igashira², Satoshi Fukutani³, Fujii Toshiyuki³, Jun-ichi Hori³ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Kyoto University)

10:35 AM - 10:50 AM

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

[3E05-08] Minor actinide nuclear data 2

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

10:55 AM - 12:00 PM Room E (16-205 Building No.16)

[3E05] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

*Yoshiyuki Takahashi¹, Jun-ichi Hori¹, Tadafumi Sano¹, Hiroshi Yashima¹, Shoji Nakamura², Hideo Harada² (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:55 AM - 11:10 AM

[3E06] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

*Jun-ichi Hori¹, Hiroshi Yashima¹, Tadafumi Sano¹, Yoshiyuki Takahashi¹, Hideo Harada² (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

11:10 AM - 11:25 AM

[3E07] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

*Tatsuya Katabuchi¹, Masayuki Igashira¹, Kazushi Terada², Atsushi Kimura², Shoji Nakamura², Taro Nakao², Osamu Iwamoto², Nobuyuki Iwamoto², Hideo Harada², Jun-ichi Hori³ (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Kyoto University)

11:25 AM - 11:40 AM

[3E08] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

*Nobuyuki Iwamoto¹, Kazuhito Mizuyama¹, Osamu Iwamoto¹ (1. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

Oral presentation | II. Radiation, Accelerator and Beam Technologies | 201-1 Nuclear Physics, Nuclear Data

Measurement/Evaluation/Validation, Nuclear Reaction Technology

[3E09-14] Charged particle reaction

Chair: Satoshi Kunieda (JAEA)

2:45 PM - 4:20 PM Room E (16-205 Building No.16)

[3E09] Measurement of Double Differential Cross Section for Evaporated Charged Particle Production from Proton-Induced Reactions

*Yuji Yamaguchi¹, Toshiya Sanami², Yusuke Uozumi¹ (1. Kyushu Univ., 2. KEK)

2:45 PM - 3:00 PM

[3E10] Activation cross sections of deuteron-induced reactions on natural palladium for ¹⁰³Ag production

Naoyuki Ukon¹, *Masayuki Aikawa¹, Yukiko Komori², Hiromitsu Haba² (1. Hokkaido Univ., 2. RIKEN)

3:00 PM - 3:15 PM

[3E11] Cross section measurement of isotopes produced in proton and deuteron-induced spallation reactions on ⁹¹Y

*Junki Suwa¹, Yukinobu Watanabe¹, Shoichiro Kawase¹, Keita Nakano¹, Shouhei Araki¹, He Wang², Hideaki Otsu², Hiroyoshi Sakurai², Satoshi Takeuchi³, Yasuhiro Togano³ (1. Department of advanced Energy Engineering sciences, Kyushu University, 2. RIKEN, 3. Tokyo Institute of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM

[3E12] Calculation of isotope production cross sections for proton and deuteron induced spallation reactions using PHITS

*Shunsuke Sato¹, Yukinobu Watanabe¹, Tatsuhiko Ogawa², Koji Niita³ (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. RIST)

3:30 PM - 3:45 PM

[3E13] Contribution of Isobaric Analog Resonance to (p,n) Spectra at Intermediate Energies

*Shintaro Hashimoto¹, Tatsuhiko Sato¹, Koji Niita² (1. JAEA, 2. RIST)

3:45 PM - 4:00 PM

[3E14] Radiation is made to Syusoku by semiconductor Nano crystal particles

*Hiroshi Kano¹ (1. Office Kano)

4:00 PM - 4:15 PM

Room F

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

[3F01-05] MA Transmutation

Chair: Cheol Ho Pyeon (Kyoto Univ.)

9:30 AM - 10:45 AM Room F (16-206 Building No.16)

[3F01] Study on the Minor Actinide Transmutation

utilizing Monju Data

*Koji Fujimura¹, Shota Shirakura¹, Shigeo Ohki², Toshikazu Takeda³ (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. University of Fukui)

9:30 AM - 9:45 AM

[3F02] Study on the Minor Actinide Transmutation

utilizing Monju Data

*Takanori Kitada¹, Satoshi Takeda¹, Toshikazu Takeda², Koji Fujimura³, Sigeo Ohki⁴ (1. Osaka University, 2. Fukui University, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[3F03] Study on the Minor Actinide Transmutation

utilizing Monju Data

*Kenji Yokoyama¹, Toshikazu Takeda², Kazuyuki Numata¹ (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui)

10:00 AM - 10:15 AM

[3F04] Study on the Minor Actinide Transmutation

utilizing Monju Data

*Tadafumi Sano¹, Toshikazu Takeda², Koji Fujimura³ (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. University of Fukui, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy)

10:15 AM - 10:30 AM

[3F05] Study on the Minor Actinide Transmutation

utilizing Monju Data

*Shota Shirakura¹, Satoshi Itooka¹, Toshikazu Takeda² (1. Hitachi-GE, 2. Univ. of Fukui)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3F06-07] Strategy of Reactor Type

Chair: Kazuteru Sugino (JAEA)

10:45 AM - 11:15 AM Room F (16-206 Building No.16)

[3F06] Study on full recycling of TRU utilizing LWR and FR*Ren Shimada¹, Satoshi Takeda¹, Takanori Kitada¹ (1. Osaka University)

10:45 AM - 11:00 AM

[3F07] Study on the deployment scenario of Light Water Reactors and Fast Breeder Reactors in Japan for maintaining nuclear power generation

share at 20-22%

*Akiyoshi Tsuji¹, Horoki Takezawa¹, Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo city University)

11:00 AM - 11:15 AM

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

[3F08-10] Core Neutronics Evaluation

Chair: Hirokazu Ohta (CRIEPI)

11:15 AM - 12:00 PM Room F (16-206 Building No.16)

[3F08] Comparison of Calculation Results of Benchmark Problem for ASTRID Initial Core (3)*Akihiro Hara¹, Christine COQUELET-PASCAL² (1. Toshiba Energy Systems and Solutions, 2. CEA, DEN, DER, SPRC/LEDC, Cadarache)

11:15 AM - 11:30 AM

[3F09] Effect of Na void propagation to void reactivity in Fast Reactors with Sodium Plenum*Toshikazu Takeda¹, Koji Fujimura² (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd)

11:30 AM - 11:45 AM

[3F10] Research and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner*Junichi Miwa¹, Yasunobu Nagaya², Masaya Ohtsuka¹ (1. Hitachi, 2. JAEA)

11:45 AM - 12:00 PM

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

[3F11-13] Core Design 2 (Breeder Reactor)

Chair: Kazuteru Sugino (JAEA)

2:45 PM - 3:35 PM Room F (16-206 Building No.16)

[3F11] Preliminary Study of Super FBR with Multi-Axial Fuel Shuffling*Shogo Noda¹, Takayuki Someya², Akifumi Yamaji¹ (1. Department of Applied Physics, School of Advanced Science and Engineering, Waseda University, 2.

Cooperative Major in Nuclear Energy Graduate School of Advanced Science and Engineering, Waseda University)

2:45 PM - 3:00 PM

[3F12] Core design of breeding PWR using tightly packed fuel assembly*Tetsuo Takei¹, Akifumi Yamaji¹ (1. Waseda Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[3F13] Evaluation of Breeding Performance of Static

Molten Salt Reactor

*Takumi Iida¹, Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo City Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

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

[3F14-16] Core Design 3

Chair: Naoto Aizawa (Tohoku Univ.)

3:35 PM - 4:25 PM Room F (16-206 Building No.16)

[3F14] Optimization of neutron irradiation field for producing high quality and large scale semiconductor in pebble bed HTGR

*Masaru Ishimaru¹, Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo City University)

3:35 PM - 3:50 PM

[3F15] Initial Core Design of CANDU Burring Fast Reactor Using Plutonium from LWR Spent Fuel

*Hiroki OSATO¹, Jun NISHIYAMA², Toru OBARA² (1. Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

3:50 PM - 4:05 PM

[3F16] Feasibility of Breed and Burn Reactor with Continuous Fuel Moving

*Kazuki Kuwagaki¹, Jun Nishiyama², Toru Obara² (1. Tokyo Institute of Technology, Department of Nuclear Engineering, 2. Tokyo Institute of Technology, Institute of Innovative Research, Laboratory for Advanced Nuclear Energy)

4:05 PM - 4:20 PM

Room G

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-1 Design and Manufacturing of Reactor Components and Transportation Vessel/Storage Facility

[3G01-02] Design of He piping of HTTR and transport cask for accelerator target

Chair: Yasuhisa Nishi (CRIEPI)

10:00 AM - 10:35 AM Room G (16-207 Building No.16)

[3G01] High temperature heat transport piping design for HTTR-GT/H₂ plant*Shoichi Horii¹, yasunobu nomoto¹, hiroyuki sato¹, xing yan¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

[3G02] Design of transfer cask of irradiated mercury vessel at J-PARC spallation neutron source

*Masahide Harada¹, Toshitsugu Uchida¹, Mitsuaki Sekijima¹, Katsuhiko Haga¹, Hiroyuki Kogawa¹, Hidetaka Kinoshita¹, Hiroshi Takada¹, Koichi Sato¹, Koichi Masuyama¹ (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[3G03-05] Monitoring and Inspection

Chair: Masahiro Miki (Hitachi)

10:35 AM - 11:25 AM Room G (16-207 Building No.16)

[3G03] Verification of Alternative Dew Point

Hygrometer for CV-LRT in Monju

*Masakazu Hatori¹, Fumiyasu Ono¹, Hisashi Abe², Hiroshi Kitano², Nobuo Hashiri³, Taisuke Inuzuka³,Yusuke Chiba¹, Shoichi ICHIKAWA¹, TakanoriKobayashi¹, Ryoichi Uekura¹ (1. Japan Atomic Energy

Agency, 2. Advanced Industrial Science and

Technology, 3. Mitsubishi Heavy Industries)

10:35 AM - 10:50 AM

[3G04] Study on Corrosion Inspection of steel bar embedded in Concrete Using Laser excited Ultrasonic

*Akinori Furusawa¹, Akihiko Nishimura¹, Yusuke Takenaka² (1. JAEA, 2. A-tech Co. Ltd.)

10:50 AM - 11:05 AM

[3G05] WIRELESS CONTROL SYSTEM FOR ELECTROMAGNETIC WAVE DISTRIBUTION IN NUCLEAR POWER PLANT

*hidehiko kuroda¹, naoto kume¹, tomomi oshima¹, kei takakura¹, shigeru odanaka¹, hasegawa takeshi¹, naotaka oda¹ (1. TOSHIBA Corp)

11:05 AM - 11:20 AM

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

[3G06-07] Plant Pre-operational Testing

Chair: Yuichi Shimada (JANSI)

11:25 AM - 12:00 PM Room G (16-207 Building No.16)

[3G06] The AP1000[®] Plant Pre-operational Testing*Yuta Sano¹, Ryan Burda², Richard Wright² (1. Westinghouse Electric Japan Limited., 2.

Westinghouse Electric Company)

11:25 AM - 11:40 AM

[3G07] The AP1000[®] Plant Pre-operational Testing*Yukitaka Yamazaki¹, Mike Patterson², Richard Wright² (1. Westinghouse Electric Japan Ltd., 2.

Westinghouse Electric Company LLC.)

11:40 AM - 11:55 AM

Room HOral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-3
Decommissioning Technology of Nuclear Facilities**[3H01-04] Water sealing technology for F1 1**

Chair: Yukihiro Iguchi (JAEA)

9:30 AM - 10:35 AM Room H (16-303 Building No.16)

- [3H01] Feasibility test of water-sealing under water-flow condition in the steel pipe with high radiation resistant rubber-based material**
*Yukiko Takeuchi¹, Yasuo Hijioka², Hiroshi Masaki², Toshinori Dekura², Takashi Tabara¹, Chie Matsuda¹, Yoshito Kajinami³, Jun Goto³, Yoshimizu Hata³, Shohei Fukaura³ (1. KYOKUTO SANGYO, 2. IRID(TOSHIBA), 3. KYOKUTO RUBBER)
9:30 AM - 9:45 AM
- [3H02] Feasibility test of water-sealing under water-flow condition in the steel pipe with high radiation resistant rubber-based material**
*Shohei Fukaura¹, Yasuo Hijioka², Hiroshi Masaki², Toshinori Dekura², Jun Goto¹, Yoshito Kajinami¹, Yoshimizu Hata¹, Takashi Tabara³, Yukiko Takeuchi³, Chie Matsuda³ (1. KYOKUTO RUBBER, 2. IRID(TOSHIBA), 3. KYOKUTO SANGYO)
9:45 AM - 10:00 AM
- [3H03] Feasibility test of water-sealing under water-flow condition in the steel pipe with high radiation resistant rubber-based material**
*Yoshimizu Hata¹, Yasuo Hijioka², Hiroshi Masaki², Toshinori Dekura², Yoshito Kajinami¹, Jun Goto¹, Shohei Fukaura¹, Takashi Tabara³, Yukiko Takeuchi³, Chie Matsuda³ (1. KYOKUTO RUBBER, 2. IRID(TOSHIBA), 3. KYOKUTO SANGYO)
10:00 AM - 10:15 AM
- [3H04] Applicability Examination for Water Stoppage Using the Photo-curable Resin**
*Kozue Shimada¹, Chiaki Tomizuka¹, Takuya Shibata¹, Makoto Ooka¹, Yasunari Maekawa², Katsuhiko Aoyagi³, Masatoshi Shinoki³, Genichi Katagiri⁴, Hiroshi Ozaki⁴, Shin-ichi Koyama¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. National Institute of Technology, Fukushima College, 4. Fuji Electric Co., Ltd.)

10:15 AM - 10:30 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-3
Decommissioning Technology of Nuclear Facilities**[3H05-09] Water sealing technology for F1 2**

Chair: Shin'ichi Toyama (WERC)

10:35 AM - 11:55 AM Room H (16-303 Building No.16)

- [3H05] Development of water sealing method for S/C by filling up with antiwashout underwater concrete**
*Hiroshi Masaki¹, Yuji Murakami², Toshiaki Wakui², Hisashi Imai², Sumiyuki Sawada², Toshinori Dekura¹ (1. TOSHIBA CORPORATION, 2. HAZAMA ANDO CORPORATION)
10:35 AM - 10:50 AM
- [3H06] Development of water sealing method for S/C by filling up with antiwashout underwater concrete**
*Yuji Murakami¹, Toshiaki Wakui¹, Hisashi Imai¹, Ryo Yamashita¹, Sumiyuki Sawada¹, Hiroshi Masaki² (1. HAZAMA ANDO CORPORATION, 2. TOSHIBA CORPORATION)
10:50 AM - 11:05 AM
- [3H07] Development of water sealing method for S/C by filling up with antiwashout underwater concrete**
*Ryo Yamashita¹, Yuji Murakami¹, Toshiaki Wakui¹, Hisashi Imai¹, Sumiyuki Sawada¹, Hiroshi Masaki² (1. HAZAMA ANDO CORPORATION, 2. TOSHIBA CORPORATION)
11:05 AM - 11:20 AM
- [3H08] Development of water sealing method for S/C by filling up with antiwashout underwater concrete**
*Hisashi Imai¹, Toshiaki Wakui¹, Yuji Murakami¹, Ryo Yamashita¹, Sumiyuki Sawada¹, Hiroshi Masaki² (1. HAZAMA ANDO CORPORATION, 2. TOSHIBA CORPORATION)
11:20 AM - 11:35 AM
- [3H09] Development of water sealing method for S/C by filling up with antiwashout underwater concrete**
*Sumiyuki Sawada¹, Yuji Murakami¹, Toshiaki Wakui¹, Hisashi Imai¹, Ryo Yamashita¹, Hiroshi Masaki² (1. HAZAMA ANDO CORPORATION, 2. TOSHIBA CORPORATION)
11:35 AM - 11:50 AM

Room I

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3
Fuel Reprocessing

[3101-03] Development of minor actinide recovery processes 1

Chair: Tsuyoshi Murakami (CRIEPI)

9:30 AM - 10:20 AM Room I (16-304 Building No.16)

[3101] R&D of MA separation processes for P&T system using ADS

*Hideya Suzuki¹, Kiyoto Yamashita², Rin Murayama³, Yasutoshi Ban¹, Mitsunobu Shibata¹, Tatsuya Kurosawa¹, Tomohiro Kawasaki¹, Hiroshi Sagawa¹, Yuji Sasaki¹, Tatsuro Matsumura¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. National Institute of Technology, Nagaoka College)

9:30 AM - 9:45 AM

[3102] Radiolysis of HONTA extractant for MA/RE separation

*Tomohiro Toigawa¹, Hideya Suzuki¹, Yasutoshi Ban¹, Sho Ishii¹, Tatsuro Matsumura¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[3103] Adsorption and elution behaviors of TPDN extractant in extraction chromatography

*Masayuki Takeuchi¹, Sou Watanabe¹, Hideya Suzuki¹, Tatsuro Matsumura¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3
Fuel Reprocessing

[3104-06] Development of minor actinide recovery processes 2

Chair: Masatoshi Iizuka (CRIEPI)

10:20 AM - 11:10 AM Room I (16-304 Building No.16)

[3104] STXM analysis of adsorbent for effective recovery of radioactive elements

*Yuichi Sano¹, Sou Watanabe¹, Haruaki Matsuura², Tsuyoshi Arai³ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo City University, 3. Shibaura Institute of Technology)

10:20 AM - 10:35 AM

[3105] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

*Daisuke Watanabe¹, Yuko Kani¹, Akira Sasahira¹,

Kuniyoshi Hoshino² (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

10:35 AM - 10:50 AM

[3106] Denitration experiments on simulated MA product solution containing DTPA

*Sou Watanabe¹, Sano Yuichi¹, Kofuji Hirohide¹, Masayuki Takeuchi¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3
Fuel Reprocessing

[3107-09] Denitration, high-level liquid waste, pyro-processing

Chair: Masayuki Takeuchi (JAEA)

11:10 AM - 12:00 PM Room I (16-304 Building No.16)

[3107] Mechanism of flushing phenomena induced by microwave heating

*Shunya FUJITA¹, Yutaka ABE¹, Akiko KANEKO¹, Fuminori CHONAN¹, Tomohisa YUASA¹, Tatsunori YAMAKI¹, Tomoomi SEGAWA², Yoshikazu YAMADA² (1. University of Tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency)

11:10 AM - 11:25 AM

[3108] Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution

*Tetsuya Kato¹, Tsuyoshi Usami¹, Takeshi Tsukada¹ (1. CRIEPI)

11:25 AM - 11:40 AM

[3109] Electrochemical behavior of Si-Zr alloy in LiCl-KCl melt

*TSUYOSHI MURAKAMI¹, YOSHIHARU SAKAMURA¹, KOICHI UOZUMI¹ (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:40 AM - 11:55 AM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3
Fuel Reprocessing

[3110-12] Separation and recovery of uranium, plutonium, thorium

Chair: Sou Watanabe (JAEA)

2:45 PM - 3:30 PM Room I (16-304 Building No.16)

[3110] Uranium extraction using fluoros chemistry

*Koki Nakagawa¹, Noriko Asanuma², Toshiyuki Inazu^{3,1} (1. Course of Industrial Chemistry, Graduate School of Engineering, Tokai University, 2. Department of Nuclear Engineering, School of Engineering, Tokai University, 3. Department of Applied Chemistry, School

of Engineering, Tokai University)

2:45 PM - 3:00 PM

[3111] Development of the plutonium recovery technique from MOX powder

*Masafumi Tanigawa¹, Yoshiyuki Kato¹, Hidemi Isomae¹, Mai Komatsuzaki², Masanori Yoshino² (1. JAEA, 2. IDC)

3:00 PM - 3:15 PM

[3112] Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant

*Hiroyuki Kazama¹, Yasuhisa Ikeda¹, Koichiro Takao¹ (1. LANE, Tokyo Tech)

3:15 PM - 3:30 PM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

[3113-16] Safety improvement in reprocessing facilities

Chair: Shunji Honma (Saitama Univ.)

3:30 PM - 4:30 PM Room I (16-304 Building No.16)

[3113] Solidification and Stabilization for Pu nitrate solution at TRP

*NAOKI TAKAHASHI¹, YOSHINOBU NAKAMURA¹, TOMOYUKI OHBU¹, HIROTAKA SAMOTO¹, TOSHIHIRO NAMATAME¹, TAKAHIRO HOSHI¹, KAZUAKI KURABAYASHI¹, YASUNOBU MUKAI¹, YUICHI KIMURA¹, TSUTOMU KURITA¹ (1. JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY)

3:30 PM - 3:45 PM

[3114] Solidification and Stabilization for Pu nitrate solution at TRP

*shunichi sasaki¹, masanori miyamoto¹, hidetomo shirouzu¹, minoru morita¹, sakae fujisaku¹, yuichi kimura¹, satoshi kataoka¹, katsunori seya², tsutomu kurita¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. E&E Techno Service)

3:45 PM - 4:00 PM

[3115] Solidification and Stabilization for Pu nitrate solution at TRP

*Kazuaki Nishimura¹, Hideki Tanaka¹, Daisuke Kobayashi¹, Shohei Suzuki¹, Shinji Numata¹, Hideo Nakamichi¹, Tsutomu Kurita¹, Masayoshi Iida², Kazuma Tajiri², Katsumi Sukegawa² (1. JAEA, 2. E&E)

4:00 PM - 4:15 PM

[3116] Solidification and Stabilization for Pu nitrate solution at TRP

*SHINJI NUMATA¹, HIDEMI ISOMAE¹, MASAMI OHMURA¹, KOICHI TSUTAGI¹, DAISUKE KOBAYASHI¹, DAISHI NAKAMURA¹, MASAHIRO NEMOTO¹, MASAYOSHI IIDA², KAZUMA TAJIRI², TSUTOMU KURITA¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. E&E Techno Service)

4:15 PM - 4:30 PM

Room J

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

[3J01-04] Irradiation Effect

Chair: Naoyuki Hashimoto (Hokkaido Univ.)

9:30 AM - 10:35 AM Room J (16-305 Building No.16)

[3J01] Nucleation and Growth of Defect Clusters

during In-situ Irradiation of Stainless Steels with Considerations of Surface Effects

*Dongyue Chen¹, Kenta Murakami², Naoto Sekimura¹

(1. The University of Tokyo, Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, 2. The University of Tokyo, Nuclear Professional School, School of Engineering)

9:30 AM - 9:45 AM

[3J02] Solute cluster formation of ion-irradiated Fe-Mn-(Ni, Si) alloys

*Katsuhiko Fujii¹, Koji Fukuya¹ (1. Institute of Nuclear Safety System)

9:45 AM - 10:00 AM

[3J03] Microstructure and hardening of ion-irradiated heat-affected zone of reactor pressure vessel steel

*Yoosung Ha¹, Hisashi Takamizawa¹, Jinya Katsuyama¹, Yutaka Nishiyama¹, Kenta Yoshida², Takeshi Toyama², Yasuyoshi Nagai² (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3J04] Discussion on Irradiation Resistance of Composition-Adjusted Austenitic Stainless Steels with High Cr Concentration for Reactor Pressure Vessel Internals

*Yun Wang¹ (1. Hitachi Ltd.)

10:15 AM - 10:30 AM

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

[3J05-09] Pressure Vessel Materials

Chair: Kan Sakamoto (NFD)

10:35 AM - 12:00 PM Room J (16-305 Building No.16)

- [3J05] Consideration of an evaluation method of solution atom clusters in ferrite phase by EDS tomography
*Hitoshi Seto¹, Yuji Kitsunai¹, Tetsushi Yamaoka², Tetsuya Toyota³ (1. Nippon Nuclear Fuel Development (NFD), 2. Toshiba, 3. Hitachi GE)
10:35 AM - 10:50 AM
- [3J06] On-the-fly kinetic Monte Carlo for a conservative climb of a cluster of self-interstitial atoms in BCC-Fe
*Sho Hayakawa¹, Taira Okita², Mitsuhiro Itakura³, Haixuan Xu⁴, Yuri N. Osetsky⁵ (1. School of Engineering, the University of Tokyo, 2. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. The University of Tennessee, Knoxville, 5. Oak Ridge National Laboratory)
10:50 AM - 11:05 AM
- [3J07] A study of low-temperature irradiation embrittlement of carbon steel
*Terumitsu Miura¹, Katsuhiko Fujii¹, Koji Fukuya¹, Masahiro Kawakubo² (1. Institute of Nuclear Safety System, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)
11:05 AM - 11:20 AM
- [3J08] Performance of Oxygen Sensors with Solid Fe/Fe₃O₄ and Liquid Bi/Bi₂O₃ Reference Electrode in Liquid LBE
*Pribadi Mumpuni Adhi¹, Masatoshi Kondo², Minoru Takahashi² (1. Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology)
11:20 AM - 11:35 AM
- [3J09] Effect of Hydrogen on the Material Property of Hafnium
*Yasuharu Kawahara¹, Thi Mai Dung Do¹, Masahide Suzuki¹, Akihiro Iwase², Ryutaro Kimura^{3,1} (1. Nagaoka University of Technology Nuclear System Safety Engineering, 2. Osaka Prefecture University, 3. Currently Japan Nuclear Fuel Limited)
11:35 AM - 11:50 AM

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

[3J10-15] Zirconium Alloys

Chair: Naoko Oono (Hokkaido Univ.)
2:45 PM - 4:15 PM Room J (16-305 Building No.16)

- [3J10] Oxidation process of Nb precipitates in the surface oxide layer of J-AlloyTM subjected to corrosion in PWR-simulated water
*Yoshitaka Matsukawa¹, Shuhei Kitayama¹, Kenta Murakami², Yasunari Shinohara³, Kenta Yoshida¹, Huilong Yang², Takeshi Toyama¹, Hiroaki Muta⁴, Shinsuke Yamanaka⁴, Hiroaki Abe² (1. Tohoku University, Institute for Materials Research, 2. The University of Tokyo, 3. NDS, 4. Osaka University)
2:45 PM - 3:00 PM
- [3J11] Effects of thermo-mechanical history on the composition of bcc precipitates in Zr-2.5Nb alloys
*Ippei Ohkuma¹, Yoshitaka Matsukawa¹, Hiroaki Muta², Huilong Yang³, Takeshi Toyama¹, Shinsuke Yamanaka², Yuhki Satoh¹, Hiroaki Abe³ (1. Tohoku University, 2. Osaka University, 3. The University of Tokyo)
3:00 PM - 3:15 PM
- [3J12] Effects of 140 MeV C⁴⁺ irradiation on microstructure and mechanical properties in Zr-1.8Nb alloys
*Huilong Yang¹, Sho Kano¹, Zhengang Duan³, Yoshitaka Matsukawa², Kenta Murakami¹, Hiroaki Abe¹ (1. Graduate School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Institute for Materials Research, Tohoku University, 3. Graduate School of Engineering, Tohoku University)
3:15 PM - 3:30 PM
- [3J13] The hardness value evaluation with hydride generations in Zr by the nano-indentation hardness test and dynamic microstructure observation
*Kouichi Tougou¹, Takashi Onitsuka¹, Kaoru Tone¹, Naohiro Shimomura¹, Ken-ichi Fukumoto¹, Masayoshi Uno¹, Hiroaki Muta² (1. University of Fukui, 2. Osaka University)
3:30 PM - 3:45 PM
- [3J14] Research and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner
Hideo Watanabe¹, *Katuhito Takahashi², Yusaku Maruno³ (1. Kyushu Univ., 2. NFD, 3. Hitachi)
3:45 PM - 4:00 PM
- [3J15] Research and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner

*Mitsuhiro Itakura¹, Taira Okita² (1. JAEA, 2. Univ. Tokyo)
4:00 PM - 4:15 PM

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-2 Analytical Technique for Irradiation Behavior

[3J16] Elemental Analysis

Chair: Naoko Oono (Hokkaido Univ.)
4:15 PM - 4:30 PM Room J (16-305 Building No.16)

[3J16] Development of plasma heating technology for simulation of LWR severe accident behavior

*Yuta Abe¹, Toshio Nakagiri¹, Ikken Sato¹, Natsuko Nakano², Hiroshi Tanaka³, Hidenobu Yamaguchi⁴ (1. Japan Atomic Energy Agency(JAEA), 2. Kaken, 3. Meitogiken, 4. Nissan ARC)
4:15 PM - 4:30 PM

Room K

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

[3K01-04] Accident Progression Analysis

Chair: Hide Okada (IAE)
9:30 AM - 10:40 AM Room K (16-306 Building No.16)

[3K01] CFD analysis on OECD/HYMERES HM1-1

Benchmark test
*Satoshi Abe¹, Etienne Studer², Masahiro Ishigaki¹, Taisuke Yonomoto¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. CEA Saclay)
9:30 AM - 9:45 AM

[3K02] Analyses of Boron Precipitation Test and Station Black Out Test in the OECD/PKL Project

*Hiroaki Uehara¹, Masashi Sekine¹, Ryoko Ichikawa¹, Hideo Konishi¹ (1. Secretariat of the Nuclear Regulation Authority)
9:45 AM - 10:00 AM

[3K03] ROSA/LSTF Test on PWR Station Blackout Transient with Loss of Primary Coolant and RELAP5 Analysis

*TAKESHI TAKEDA¹, IWAO OHTSU¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)
10:00 AM - 10:15 AM

[3K04] Verification of RELAP5 model on downcomer interface friction

*Toshihide Torige¹, Ikuo Kinoshita¹ (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)
10:15 AM - 10:30 AM

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

[3K05-09] Thermal Hydraulics Extension

Chair: Kenichi Katono (HGNE)
10:40 AM - 12:00 PM Room K (16-306 Building No.16)

[3K05] Highly efficient cooling of high-temperature body using nanofluid

*Yutaro Umehara¹, Tomio Okawa¹, Koji Enoki¹ (1. UEC)
10:40 AM - 10:55 AM

[3K06] Effects of nanoparticle layer peeling on boiling heat-transfer of nanofluids

*Yosuke Watanabe¹, Tomio Okawa¹, Koji Enoki¹ (1. The University of Electro Communications)
10:55 AM - 11:10 AM

[3K07] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

*Hide Okada¹, Shunsuke Uchida¹, Masanori Naitoh¹, Nobuyoshi tuzuki¹, Hiroshige Kikura² (1. The Institute of Applied Energy, 2. Tokyo Institute of Technology)
11:10 AM - 11:25 AM

[3K08] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

*Shunsuke Uchida¹, Hide Okada¹, Masanori Naitoh¹, Nobuyoshi Tuzuki¹, Hiroshige Kikura² (1. The Institute of Applied Energy, 2. Tokyo Institute of Technology)
11:25 AM - 11:40 AM

[3K09] Study on Air Ingress Phenomena during a Depressurization Accident of VHTR

*Tetsuaki Takeda¹, Yudai Tanaka¹ (1. University of Yamanashi)
11:40 AM - 11:55 AM

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

[3K10-15] Two-Phase Flow and Phase Change 3

Chair: Shinichiro Uesawa (JAEA)
2:45 PM - 4:20 PM Room K (16-306 Building No.16)

[3K10] Characteristics of bubble production in subcooled flow boiling

*Tomio Okawa¹, Kazuhiro Kaiho¹, Shintaro Sakamoto¹, Koji Enoki¹ (1. UEC)
2:45 PM - 3:00 PM

[3K11] Detailed temperature measurement of natural convective subcooled boiling in a narrow gap

between a cylindrical heater and a flat plate
 *Mao Takeyama¹, Tomoaki Kunugi¹, Zensaku Kawara¹,
 Takehiko Yokomine¹, Takano Kenji¹ (1. Kyoto
 University)

3:00 PM - 3:15 PM

[3K12] Effects of bubble lift-off velocity in numerical
 analysis of subcooled flow boiling

*Shintaro Sakamoto¹, Kazuhiro Kaiho¹, Koji Enoki¹,
 Tomio Okawa¹ (1. UEC)

3:15 PM - 3:30 PM

[3K13] Fundamental study on critical heat flux in tight
 lattice core of Reduced-moderation Boiling
 Water Reactor

*Sho Tanabe¹, Masatoshi Kondo², Minoru Takahashi²
 (1. Department of Nuclear Engineering, Tokyo
 Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced
 Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM

[3K14] Study on CHF Prediction Using Transient Film
 Dryout Model for Upward Flow in Vertical Tube

*Ryo Okano¹, Shinnichi Morooka¹ (1. Cooperative
 Major in Nuclear Energy, Graduate School of Advanced
 Science and Engineering, Waseda University)

3:45 PM - 4:00 PM

[3K15] Numerical simulation of steam injection
 experiment into closed vessel

*Yoichi Utanohara¹, Michio Murase¹, Yasunori
 Yamamoto¹ (1. INSS)

4:00 PM - 4:15 PM

Room L

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

[3L01-05] Nuclide separation and recovery 1

Chair: Yuji Sasaki (JAEA)

9:30 AM - 10:45 AM Room L (16-503 Building No.16)

[3L01] Mechanistic research on various types of
 radionuclides with tannic acid-type organic
 composite adsorbents in inland water

*Yu Tachibana¹, Shin Okumura², Yasuhiro Sakate¹,
 Masanobu Nogami³, Tatsuya Suzuki¹, Masao Nomura²,
 Toshitaka Kaneshiki² (1. Lab. of Radiochem., Dept. of
 Nuclear System Safety Eng., Graduate School of Eng.,
 Nagaoka Uni. of Technol., 2. Research Laboratory for
 Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of
 Technology, 3. Department of Electrical & Electronic

Engineering, School of engineering, Kindai University)

9:30 AM - 9:45 AM

[3L02] Study on the Adsorption and Separation
 Behavior of Sr(II) and Y(III) Using a Silica-based
 CMPO Impregnated Adsorbent

*Taiga KAWAMURA^{1,2}, Tatsuya ITO¹, Seong-Yun KIM¹
 (1. Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel
 Limited)

9:45 AM - 10:00 AM

[3L03] Evaluation in separation behavior of simulated
 HLLW by adsorbent with different wettability

*Kohei Nagoshi¹, Tsuyoshi Arai², Sou Watanabe³,
 Yuichi Sano³, Masayuki Takeuchi³, Mutsumi Sato⁴,
 Hiroshi Oikawa⁴ (1. Shibaura Institute of Technology,
 Graduate school, 2. Shibaura Institute of Technology,
 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. GL Sciences)

10:00 AM - 10:15 AM

[3L04] High performance manganese oxide ion-sieves
 for Sr²⁺ adsorption from sea water

*reiko kanda¹, qi feng², mami uchida² (1. K&A
 ENVIRONMENTAL SYSTEM CO.,LTD, 2. Kagawa
 University)

10:15 AM - 10:30 AM

[3L05] Development of separation for platinum-group
 metal using laser-induced photoreduction

*Morihisa Saeki¹, Hironori Ohba¹, Tomitsugu Taguchi¹,
 Atsushi Yokoyama¹, Shiho Asai², Takumi Yomogida²,
 Yukiko Hanzawa², Nobuaki Nakashima³ (1. National
 Institutes for Quantum and Radiological Science and
 Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Osaka
 City University)

10:30 AM - 10:45 AM

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

[3L06-10] Nuclide separation and recovery 2

Chair: Yu Tachibana (Nagaoka Univ. of Tech.)

10:45 AM - 12:00 PM Room L (16-503 Building No.16)

[3L06] Fundamental study on electrolytic recovery of
 cesium using an ionic liquid

*Yasushi Katayama¹, Hiroyuki Murakami¹, Kazuki
 Yoshii¹, Naoki Tachikawa¹ (1. Keio University)

10:45 AM - 11:00 AM

[3L07] Solvent extraction behavior of palladium from
 nitric acid solutions

*yuta araki¹, Misaki Morita¹, Akihiro Uehara², Satoshi
 Fukutani², Yasuhiro Tsubata³, Tatsuro Matsumura³,

Toshiyuki Fujii¹ (1. School of Engineering, Osaka University, 2. Research Reactor Institute, Kyoto University, 3. Japan Atomic Energy Agency)
11:00 AM - 11:15 AM

[3L08] Solvent extraction behavior of rhodium from nitric acid solutions

*Misaki Morita¹, Yuta Araki¹, Akihiro Uehara², Satoshi Fukutani², Yasuhiro Tsubata³, Tatsuro Matsumura³, Toshiyuki Fujii¹ (1. School of Engineering, Osaka University, 2. Reserch Reactor Institute, Kyoto Univercity, 3. Japan Atomic Energy Agency)
11:15 AM - 11:30 AM

[3L09] Solvent extraction and separation of Se, Zr, Pd, and Cs having long lived radionuclides

*Yuji Sasaki¹, Shinichi Suzuki¹, Hideaki Shiwaku¹, Keisuke Ito¹, Yuya Takahashi², Masaaki Kaneko², Takashi Ohmori², Kazuhito Asano² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Toshiba corporation)
11:30 AM - 11:45 AM

[3L10] Selective Extraction of Soft Metal Ions in Nitric Acid Solution by a New Ionic Liquid including TPEN Structure

*Hao Wu¹, Yusuke Inaba¹, Kenji Takeshita¹ (1. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Tech)
11:45 AM - 12:00 PM

Room M

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

[3M01-05] Fault Displacement

Chair: Akemi Nishida (JAEA)

9:30 AM - 10:45 AM Room M (16-504 Building No.16)

[3M01] The Basic Approach of Nuclear Safety for Fault Displacement

*Masanobu Kamiya¹ (1. JAPC)
9:30 AM - 9:45 AM

[3M02] The analysis evaluation of equipment and piping system for fault displacement

*kunihiko sato¹, ryusuke haraguchi², masanobu kamiya³, tsutomu ogawa³, kouichi kamiya³ (1. MHI NUCLEAR SYSTEMS AND SOLUTION ENGINEERING CO.,LTD., 2. Mitsubishi Heavy Industries, 3. The Japan Atomic Power Company)
9:45 AM - 10:00 AM

[3M03] The analysis evaluation of equipment and piping

system for fault displacement

*satoshi shinma¹, takahiro umemoto¹, masanobu kamiya², tsutomu ogawa², kouichi kamiya² (1. Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2. The Japan Atomic Power Company)
10:00 AM - 10:15 AM

[3M04] Utilization of fragility evaluation method on fault displacement PRA

*katsumi ebisawa¹, hideaki tsutsumi¹, Yoshinori Mihara² (1. central research institute of electric power industry, 2. Kajima Corporation)
10:15 AM - 10:30 AM

[3M05] Utilization of fragility evaluation method on fault displacement PRA

*hideaki tsutsumi¹, katsumi ebisawa¹, Tomoyasu Hamada², Yoshinori Mihara² (1. central research institute of electric power industry, 2. Kajima Corporation)
10:30 AM - 10:45 AM

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

[3M06-10] Statistical Safety Evaluation

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)

10:45 AM - 12:00 PM Room M (16-504 Building No.16)

[3M06] Analysis of In-Vessel Retention for AP1000™ using Risk-Oriented Accident Analysis Methodology

*Satoshi Tsuda¹, Hisaki Sato¹, Yoshio Kawano¹, Yukitaka Yamazaki², Yasunobu Fujiki¹ (1. TOSHIBA, 2. Westinghouse Electric Japan)
10:45 AM - 11:00 AM

[3M07] Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

*Kenichi Harada¹, Hirohisa Kaneko², Takamasa Miyaji³, Taichi Takii⁴, Akira Mototani⁵ (1. Chubu Electric Power Co., 2. GNF-J, 3. NFI, 4. HGNE, 5. Toshiba)
11:00 AM - 11:15 AM

[3M08] Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

*Teppey Yamana¹, Tadashi Ikehara¹, Hirohisa Kaneko¹, Masayuki Tojo¹, Kenichi Harada² (1. GNF-J, 2. Chubu Electric Power Co.)
11:15 AM - 11:30 AM

[3M09] Study on uncertainty propagation due to

nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

*Yu Jinguji¹, Takeshi Yamada¹, Kenjiro Yamamoto², Teppei Yamana², Kenichi Harada³ (1. Hitachi-GE, 2. GNF-J, 3. Chubu Electric Power Co.)

11:30 AM - 11:45 AM

[3M10] Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

*Takamasa Miyaji¹, Ryosuke Nakamura¹, Mikio Tokashiki¹, Kenichi Harada² (1. NFI, 2. cepco)

11:45 AM - 12:00 PM

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

[3M11-16] Probabilistic Risk Assessment

Chair: Yasushi Okano (JAEA)

2:45 PM - 4:20 PM Room M (16-504 Building No.16)

[3M11] Probabilistic Risk Assessment Method

Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Hiroyuki Sato¹, Akemi Nishida¹, Ken Muramatsu², Hitoshi Muta², Tatsuya Itoi³, Tsuyoshi Takada³, Masayuki Tanabe⁴, Tsuyoshi Yamamoto⁴ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo City University, 3. The University of Tokyo, 4. JGC Corporation)

2:45 PM - 3:00 PM

[3M12] Probabilistic Risk Assessment Method

Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Kosuke Matsuda¹, Ken Muramatsu¹, Hitoshi Muta¹, Hiroyuki Sato², Akemi Nishida², Tatsuya Itoi³ (1. Tokyo City University Graduate Division, 2. JAEA, 3. Tokyo University)

3:00 PM - 3:15 PM

[3M13] Probabilistic Risk Assessment Method

Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Tatsuya Itoi¹, Tsuyoshi Takada¹, Akemi Nishida², Ryohei Tanaka¹, Takenori Hida¹ (1. The University of Tokyo, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[3M14] Probabilistic Risk Assessment Method

Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Yuki Honda¹, Hiroyuki Sato¹, Yosuke Shimazaki¹, Shigeaki Nakagawa¹, Hirofumi Ohashi¹ (1. Japan

Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[3M15] Study on Evaluation Method of Internal Flooding Scenario Considering Time Uncertainty

*Shohei Nakai¹, Satoshi Takeda¹, Takanori Kitada¹ (1. Osaka University)

3:45 PM - 4:00 PM

[3M16] The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

*Kazuhiro Sugihara², Mutsuhiro Nakata¹, Toshihiro Aida¹, Daisuke Suimon¹, Shinichi Hamatani¹, Hiroto Matsumoto², Takuma Takahashi², Takayuki Negishi²

(1. Hokuriku Electric Power Co., 2. Nuclear Engineering and Services Co.)

4:00 PM - 4:15 PM

[3B01-05] Fusion neutronics

Chair: Tsuyoshi Hoshino (QST)

Wed. Mar 29, 2017 9:30 AM - 10:45 AM Room B (16-102 Building No.16)

[3B01] Evaluation of shielding properties in equatorial port with WCCB TBM*GWON HYOSEONG¹, HIROMASA IIDA², HISASHI TANIGAWA¹, ATSUSHI WAKASA¹, TAKANORI HIROSE¹, YOSHINORI KAWAMURA¹ (1. QST, 2. NAT)

9:30 AM - 9:45 AM

[3B02] Overview of the Neutron calibration experiment at LHD and its neutronics analysis*Takeo Nishitani¹, Kunihiro Ogawa^{1,2}, Mitsutaka Isobe^{1,2}, Masaki Osakabe^{1,2}, Hiroki Kawase², Neng Pu², Jungmin Jo³, MunSeong Cheon⁴, Yuri Kashchuk⁵, Vitaly Krasiknikov⁶ (1. NIFS, 2. SOKENDAI, 3. Seoul National Univ., 4. NFRI, 5. RFDA, 6. IO)

9:45 AM - 10:00 AM

[3B03] Sensitivity Calibration of Neutron Yield Measurement System with Activation Method for LHD*Tomoyo Tanaka¹, Siyuan Li², Neng Pu³, Akira Uritani¹, Kenichi Watanabe¹, Sachiko Yoshihashi¹, Atsushi Yamazaki¹, Mitsutaka Isobe^{3,4}, Kunihiro Ogawa^{3,4}, Takeo Nishitani⁴ (1. Nagoya University, 2. Fukui University of Technology, 3. SOKENDAI, 4. National Institute for Fusion Science)

10:00 AM - 10:15 AM

[3B04] Experimental Validation of Neutron Economy Measurement of Blanket at the range of Tritium Breeding Ratio around Unity*Satoshi Konishi¹, ryuta kasada¹, taishi sugiyama¹ (1. Kyoto university)

10:15 AM - 10:30 AM

[3B05] A study of potential risk of Advanced Fusion Neutron Source*Makoto Nakamura¹, Kentaro Ochiai¹, Hiromitsu Suzuki¹ (1. QST)

10:30 AM - 10:45 AM

固体増殖水冷却方式のテストブランケットモジュールを設置する ポートの遮蔽評価

Evaluation of Shielding Properties in Equatorial Port with WCCB TBM

*権 暁星¹, 飯田 浩正², 谷川 尚¹, 若佐 厚至¹, 廣瀬 貴規¹, 河村 繕範¹

¹量研機構, ²日本アドバンステクノロジー

固体増殖水冷却方式のテストブランケットモジュール(WCCB TBM)を設置する ITER の水平ポートを対象とし、モンテカルロコード MCNP を用いて中性子束と停止後線量を評価し、遮蔽性能を明らかにした。

キーワード：モンテカルロコード、ストリーミング、停止後線量

1. 背景及び目的

ITER のプラズマ運転後に想定される保守点検のために、ポート内の停止後線量を評価している。TBM set は TBM と TBM shield を組み合わせたものであり、水平ポートに TBM set を挿入した TBM frame を設置する。TBM を交換する際には、TBM frame 後方において配管などの切断作業を予定している。本研究では MCNP を用いた中性子輸送計算、停止後線量の評価によりポートの遮蔽能力を明らかにすることを目的とした。

2. 解析モデルと解析手法

3次元 CAD 図を元に WCCB TBM set の MCNP モデルを作成し、ITER の3次元 MCNP モデルの水平ポートに組み込んだ。図1に作成した MCNP モデルの水平断面を示す。本モデルを対象とし、ポート内の中性子輸送計算を行った。ポート内の停止後線量は運転のシナリオを考慮し、Direct 1Step (D1S)法を用いて評価した。

3. 結果及び考察

図2に2次元マップで表示した水平ポートの中性子束分布を示す。TBM を挿入した TBM frame と水平ポート内壁間のギャップを通過する中性子束が TBM 背後の領域を含む周りの領域の中性子束より高いことから、このギャップが水平ポートの遮蔽性能に大きく影響していることを明らかにした。

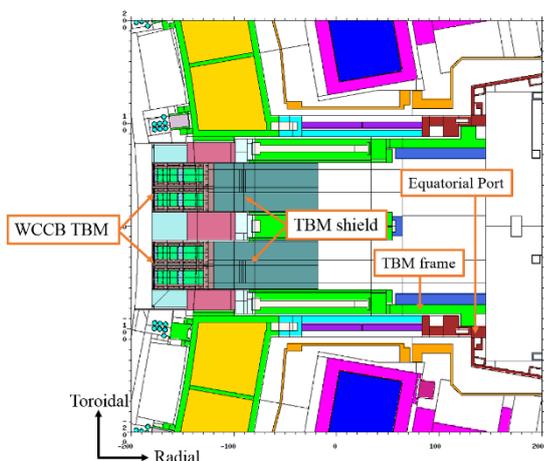


図1 WCCB TBM set を装着した水平ポートの水平断面

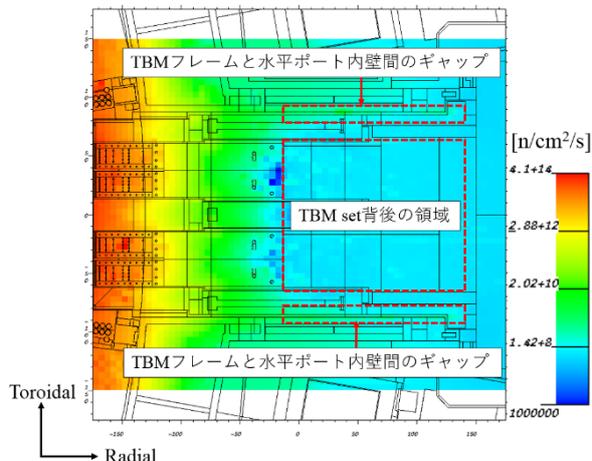


図2 水平ポートの水平断面の中性子束分布

*Hyoseong Gwon¹, Hiromasa Iida², Hisashi Tanigawa¹, Atsushi Wakasa¹, Takanori Hirose¹, and Yoshinori Kawamura¹

¹QST, ²NAT

LHD における中性子較正実験の概要とその中性子輸送解析

Overview of the Neutron calibration experiment at LHD and its neutronics analysis

*西谷 健夫¹, 小川 国大^{1,2}, 磯部 光孝^{1,2}, 長壁 正樹^{1,2}, 河瀬 広樹², 普 能², Jo Jungmin³, Cheon MunSeong⁴, Kashchuk Yuri⁵, Krasiknikov Vitaly⁶, Zhong Guoqiang⁷, 田中 智代⁸, 吉橋 幸子⁸, 瓜谷 章⁸, 渡辺 賢一⁸, 山崎 淳⁸, 李 思遠⁹, 森 祐介⁸, 大島 拓洋⁸, 井口 哲夫⁸, 篠原 孝司¹⁰, 石川 正男¹⁰, NIFS 中性子較正実験スタッフ¹

¹核融合研究所, ²総研大, ³ソウル大, ⁴NFRI, ⁵ITER ロシア, ⁶ITER 機構, ⁷ASIPP, ⁸名大, ⁹福井工大, ¹⁰量研機構

LHD の真空容器内に鉄道模型のレースを敷設し、²⁵²Cf 中性子源(800MBq)を周回させ、中性子フラックスモニター等の中性子測定装置の較正を実施した。その結果は LHD の 3 次元モデルを用いた MCNP 計算とよく一致した。

キーワード : LHD, 中性子較正実験, フィッションチェンバー, MCNP

1. 緒言

大型ヘリカル装置(LHD)では、2017 年春から開始する重水素プラズマ実験のために、トーラス全体の中性子発生量を測定する中性子モニター、中性子の発生分布を測定する中性子プロファイルモニター、放射化箔測定装置等の中性子計測装置を整備した。それらの中性子計測装置の出力とプラズマ全体からの中性子発生率との関係を較正するための実験を 2016 年 11 月に実施した。

2. 中性子較正実験とその中性子輸送解析

LHD の真空容器内に鉄道模型(O ゲージ)のレールを敷設し、800MBq の ²⁵²Cf 中性子源を移動させ、中性子計測装置較正を実施した。フィッションチェンバーを用いた中性子モニターは LHD のクライオスタットの周囲 3 箇所に設置されている。²⁵²Cf 中性子源を LHD の真空容器内で連続周回(約 40 秒/1 周で約 12 時間)させて擬似的にリング状線源とみなし、トーラス状中性子源に対する中性子モニターの検出効率を求めた。中性子モニターの計数率は 1ms 毎に集積し、中性子源の各トロイダル位置からの検出効率も求めた(図 1)。LHD の 3 次元モデルを用いた中性子輸送解析(MCNP6)はその結果をよく再現することを確認した。この較正実験から得られた検出効率と実際のプラズマからの中性子に対する検出効率の差異は、MCNP6 解析により約 5%と評価した。放射化箔測定と中性子プロファイルモニターについては、学会にて報告する。

3. 結論

²⁵²Cf 中性子源を利用した、中性子較正実験を実施し、その結果と MCNP6 コードを用いた中性子輸送解析により LHD の中性子発生量を十分な精度で測定できる見通しを得た。

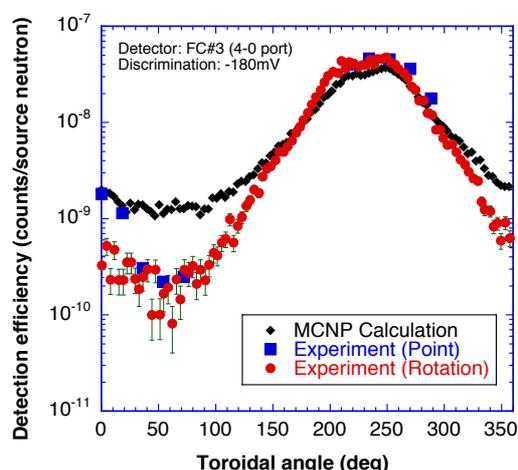


図 1 磁気軸上の各点の中性子源に対するフィッションチェンバーの検出効率

* Takeo Nishitani¹, Kunihiro Ogawa^{1,2}, Mitsutaka Isobe^{1,2}, Hiroki Kawase², Neng Pu², Jungmin Jo³, Munseong Cheon⁴, Yuri Kashchuk⁵, Vitaly Krasiknikov⁶, Guoqiang Zhong⁷, Tomoyo Tanaka⁸, Sachiko Yoshihashi⁸, Akira Uritani⁸, Kenichi Watanabe⁸, Atsushi Yamazaki⁸, Siyuan Li⁹, Yusuke Mori⁸, Hiromi Oshima⁸, Tetsuo Iguchi⁸, Koji Shinohara¹⁰, Masao Ishikawa¹⁰, NIFS Neutron Calibration staffs¹

¹NIFS, ²SOKENDAI, ³SNU, ⁴NFRI, ⁵ITER RFDA, ⁶ITER Org., ⁷ASIPP, ⁸Nagiya Univ., ⁹Fukui Inst. Tech., ¹⁰QST

LHD における放射化法を用いた 中性子総発生量計測システムの感度較正

Sensitivity Calibration of Neutron Yield Measurement System with Activation Method for LHD

*田中 智代¹, 李 思遠², 普 能³, 瓜谷 章¹, 渡辺 賢一¹, 吉橋 幸子¹,
山崎 淳¹, 磯部 光孝^{3,4}, 小川 国大^{3,4}, 西谷 健夫⁴
¹名古屋大学, ²福井工業大学, ³総研大, ⁴核融合研

【抄録】 LHD における放射化法を用いた中性子総発生量計測システムの感度について、モンテカルロシミュレーションによる計算結果と、²⁵²Cf を用いた較正実験結果とを比較、検討した。

キーワード: LHD, 核融合, 中性子発生量, 放射化法, MCNP6

1. 緒言

核融合科学研究所にある大型ヘリカル装置 (LHD) では、重水素プラズマ実験が計画されている。DD 反応により発生する中性子は核融合反応の直接的な証拠であり、中性子総発生量の計測を行うことによって核融合出力を評価することが可能になる。中性子放射化法により中性子総発生量を求めるためには、シミュレーション等であらかじめ較正係数を与えておく必要がある。我々の研究グループでは、中性子輸送モンテカルロシミュレーションコード (MCNP6) を使い、LHD の体系をモデリングし、放射化法を用いた中性子フルエンスの評価を行っている。今回は、強度が既知である中性子線源を用いた較正実験により求められる較正係数とシミュレーションから求められる較正係数の比較、検討を行った。

2. 較正実験・結果

DD 中性子の代わりに ²⁵²Cf の自発核分裂により発生する中性子を用いた較正実験では、LHD のプラズマ発生領域にレールを敷き、²⁵²Cf を載せたミニチュアの電車を一定速度で周回させることで重水素実験を模擬した。この実験において実施された放射化法では、インジウムのディスク複数枚をポリエチレン容器に封入し、真空容器外側のポートに挿入し、¹¹⁵In(n,n')^{115m}In 反応からの γ 線を、HPGe 検出器を用いて測定し、計数値から較正係数を求めた。もう一方で、LHD を模擬した体系を用いたシミュレーションにおいても、インジウムの反応率を計算し、較正係数を求めた。実験と計算の結果を図 1 に示す。両者は不確かさの範囲内で一致しており、シミュレーションにおける LHD のモデリングの妥当性が示された。重水素実験での中性子総発生量を求める際、較正係数はシミュレーションを利用して較正できる見立てが立ったと言える。

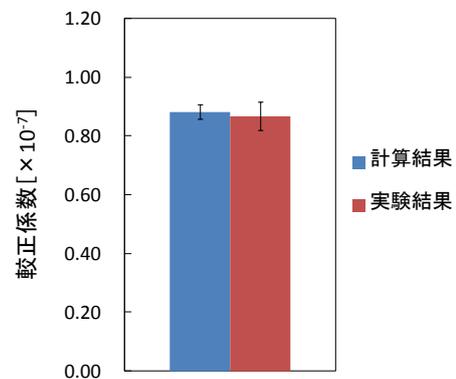


図 1. 較正係数の比較

参考文献

[1] Magnus Hoek, Takeo Nishitani *et al.* "Initial results from neutron yield measurements by activation technique at JT-60U". 1994

* Tomoyo Tanaka¹, Siyuan Li², Neng Pu³, Akira Uritani¹, Kenichi Watanabe¹, Sachiko Yoshihashi¹, Atsushi Yamazaki¹, Mitsutaka Isobe^{3,4}, Kunihiro Ogawa^{3,4} and Takeo Nishitani⁴

¹Nagoya University, ²Fukui University of Technology, ³SOKENDAI, ⁴National Institute for Fusion Science

トリチウム増殖比1領域のブランケット中性子経済の実験的検証法

Experimental Validation of Neutron Economy Measurement of Blanket at the Range of Tritium Breeding Ratio around Unity

*小西哲之¹, 笠田竜太¹, 杉山大志¹

¹京都大学エネルギー理工学研究所

簡便で小型の核融合中性子源とブランケット体系により、TBR \sim 1 を実測する装置を考案し、計算と実験を比較した。低フラックス単色核融合中性子は空間的広がりを持って発生し、フルブランケット条件と十分近い中性子束分布とスペクトルで、ほとんどすべてがブランケット体系において吸収利用される。

キーワード：トリチウム増殖比、体積中性子源、スペクトル、臨界集合体

1. 緒言

核融合炉のトリチウム燃料の自給性能の実験的検証法は知られていない。ブランケットの中性子経済は、入射中性子に対し微妙なバランスで成立しており、核分裂炉では「臨界集合体」で検証されてきたが、核融合開発にはこの過程が欠如している。本研究は、このTBR $>$ 1の実証を目的とする。

2. 中性子経済評価の概念

2-1. 原型炉ブランケット条件

フルトラスブランケットはプラズマで発生する14MeVを閉じ込め、ほぼすべて利用する。個々のモジュールで吸収されない中性子は隣接・対向するモジュールからほぼ同数が戻る。この条件は計算上は反斜壁仮定で容易に達成されるが、現実の照射実験やITER/TBMでは不可能に近い。

図1に比較するようにフルトラスではトリチウム増殖に重要な熱外・熱中中性子が半分を超える。14MeV単色中性子源からの中性子を閉じ込め、フルトラスのフラックス分布を模擬する照射体系が必要であることが中性子経済評価に必要なことである。

2-2. 照射体系の構成

以上の条件を考慮して、TBR $>$ 1領域の中性子経済の実験評価を行う体系を構成した例を図2に示す。ブランケットモジュール構造を持つ体系は厚さ方向、幅とも最低60cm程度の大きさが必要である。対向するモジュール2個の間に面的広がりを持つ中性子源を置き、周囲を十分な反射材で囲うことで、全反射仮定に近いフラックス分布をモジュール中心軸上では得ることができる。この部分を取りだし、トリチウム生成量を評価すれば発生14MeV中性子に対するTBRが実測される。

ここで必要な中性子フラックスは極めて小さい。中性子、トリチウムともに測定検出感度は高く、かつ積算的に測定可能なので、小型中性子源で十分な精度が得られる。トリチウムの流通回収を含む実用的なTBRの測定に必要なフラックスはより多いが、技術的困難は予想されない。

2-3. 予備実験

この実験概念の検証のための予備的検討として、DD放電中性子源LiPb体系ではさんだ体系での中性子分布をMCNP計算と実測で比較した。中性子フラックスの分布は、体系中でのLiPb表面でおおむね一様であり、広がりのある中性子場が実現し、測定可能であることを示した。

3. 結論

以上の一連の検討は、核融合炉の成立性において最も重要な課題の一つであるトリチウム燃料の自給可能性が、実験的に評価確認できることを示唆するものである。実際に評価を行うためにはDT中性子源と実モジュールに近い体系が必要となるが、技術的、資金的、規模的に比較的容易に構成できると考えられる。一方では、従来の点線源や原子炉照射、ITER/TBMでもTBR \sim 1領域での実験評価ができないことを考えれば、この結果は核融合炉の研究開発戦略に対しても重要な示唆を与えるものと言える。

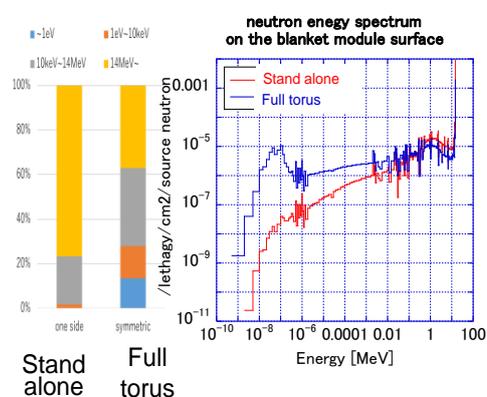


図1 独立モジュールとフルトラスのスペクトル。

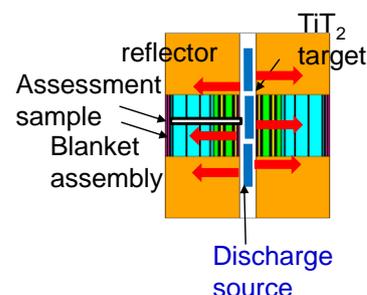


図2 中性子経済の評価実験体系。

*Satoshi Konishi¹, Ryuta Kasada¹ and Taishi Sugiyama¹

¹Kyoto University, Institute of Advanced Energy

先進核融合中性子源のポテンシャルリスクの評価

A study of potential risk of Advanced Fusion Neutron Source

*中村 誠¹, 落合 謙太郎¹, 鈴木 寛光¹

¹量子科学技術研究開発機構

先進核融合中性子源(A-FNS)のポテンシャルリスクを明らかにするために、放射性物質（液体 Li ループ不純物純化系に捕獲されたトリチウム、⁷Be）全量放出における早期公衆被ばく影響を評価した。敷地境界における線量は十分小さく、公衆の緊急避難には及ばないことを明らかにした。

キーワード：先進核融合中性子源, 安全性, 早期公衆被ばく線量, 安全マージン

1. 緒言

A-FNS [1]は加速器駆動 d+Li 反応中性子により DT 核融合中性子を模擬し、核融合炉材料の中性子重照射試験を行う装置であり、量研機構六ヶ所サイトに建設が予定されている。本研究の目的は A-FNS のポテンシャルリスクを明らかにすることにある。このために放射性物質放出による公衆被ばく影響を評価した。

2. 絡事故事象における公衆被ばく影響評価

2-1. 解析条件・解析手法

液体 Li ループ純化系に捕獲されたトリチウムと ⁷Be の全量環境放出を想定した。想定した放出量を表 1 に示す。早期公衆被ばく線量評価には COSYMA/UFOTRI コード [2]を用いた。様々な気象条件についての感度解析から、保守的な気象条件を同定し、その気象条件のもとで早期公衆被ばく線量を評価した。

2-2. 早期公衆被ばく線量評価

早期公衆被ばく線量の評価結果を図 1 に示す。降雨なしの場合よりも降雨時のほうが線量が多い。これは降雨により放射性物質地表濃度が大きくなり、その結果として ⁷Be によるグラウンドシャインが大きくなるためである。いずれの場合でも、敷地境界（施設から 500 m 遠方と設定）において、早期公衆被ばく線量は IAEA が推奨する緊急避難の目安線量 100 mSv [3]未満である。

表 1 想定した放射性物質環境放出量

核種	由来	半減期	放出量
T	Li+n	12.3y	3.3g (1.2x10 ¹⁵ Bq)
⁷ Be	Li+d	53d	0.15g (1.9x10 ¹⁵ Bq)

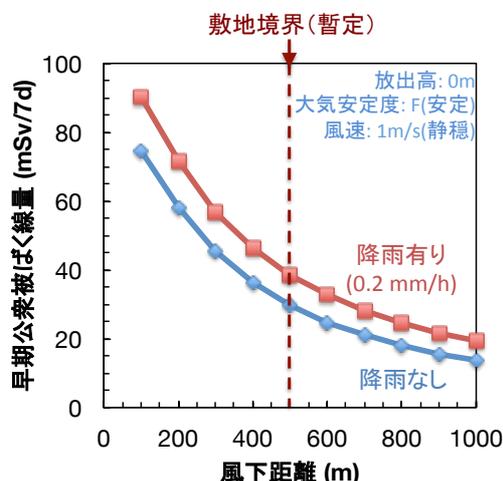


図 1 早期公衆被ばく線量の評価結果

3. 結論

A-FNS の事故時において、たとえトリチウムと ⁷Be の全量が放出されても、早期公衆被ばく線量は十分小さく公衆の緊急避難には及ばないことを明らかにした。本研究の意義は、A-FNS は大きな固有の安全マージンを持つことを示した点にある。

参考文献

- [1] 落合 他, プラズマ核融合学会誌, 92 (2016) 274
 [2] G. N. Kelly, EUR-13028 (1991); W. Raskob, KfK-5194 (1993)
 [3] IAEA Safety Standards, General Safety Requirements Pt. 3 (2014)

*Makoto Nakamura¹ and Kentaro Ochiai¹

¹National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-4 Reactor Component Technology, First Wall, Divertor, Magnet

[3B06-08] Nuclear Fusion Engineering (First wall and Divertor)

Chair: Nakamura Makoto (QST)

Wed. Mar 29, 2017 10:45 AM - 11:30 AM Room B (16-102 Building No.16)

[3B06] Evaluation of the applicability of directional solidification for the purification of molten salt Flinak

*Hiroki Shishido¹, Toshiyuki Onodera², Keitaro Hitomi¹, Noritaka Yusa¹, Hidetoshi Hashizume¹
(1. Tohoku Univ., 2. Tohoku Institute of Technology)

10:45 AM - 11:00 AM

[3B07] Construction of the combined probe array for heat flux monitoring

*Hiroto Matsuura¹, Shinji KOBAYASHI², Shunsuke OHSHIMA², Tohru MIZUUCHI², Yosuke NAKASHIMA³ (1. Osaka Pref. Univ., 2. Kyoto Univ., 3. Univ. of Tsukuba)

11:00 AM - 11:15 AM

[3B08] Evaluation of subcooled boiling heat transfer characteristic of a self-formed swirling flow downstream of dual and triple elbow under one-sided heating condition

*Hiroshi Kawakami¹, Shinji Ebara¹, Hidetoshi Hashizume¹ (1. Tohoku university)

11:15 AM - 11:30 AM

Flinak 溶融塩精製のための一方向凝固法適用性評価

Evaluation of the applicability of directional solidification for the purification of molten salt Flinak

*宍戸 博紀¹, 小野寺 敏幸², 人見 啓太郎¹, 遊佐訓孝¹, 橋爪秀利¹

¹東北大学, ²東北工業大学

核融合炉ブランケット候補材であるフッ化物溶融塩について、従来手法に比してより簡易かつ大量に精製可能となることが期待される一方向凝固法の適用性を検討するために、Flinak を対象とした精製試験を実施した。

キーワード：液体増殖ブランケット，溶融塩，精製，一方向凝固法

1. 背景

溶融塩 Flinabe (LiF-NaF-BeF₂) はヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 のブランケット第一候補材として提案されている^[1]。我が国における BeF₂ は金属不純物を多く含有した非常に純度の低いものしか流通しておらず、従来では HF ガスおよび H₂ ガスを用いた高温化学精製法が主に用いられてきた^[2]。しかし、HF ガスは非常に危険性が高く、取り扱いに際し特定の環境が必要である。以上を鑑み、本研究では HF ガス等を使用することなく大量かつ容易に溶融塩を精製することが期待できる一方向凝固法の適用性を評価する。適用性評価の第一段階として、本研究では取り扱いが比較的容易な Flinak の精製を試みる。試料の上部と下部において ICP-MS を用いた金属不純物分析から一方向凝固法の有用性を検討する。

2. 実験手法

一方向凝固法は、溶融した試料を垂直下部から一定速度で凝固させることで、不純物を試料上部または下部に偏析させるものである。実験体系の概念図を図 1 に示す。内側にカーボンコートをした石英管内に、試薬 LiF、NaF、KF をモル比 46.5: 11.5: 42 となるよう合計 4 g 程度充填し、約 1 時間溶融させた。その後石英管を封じ切り、図 1 のようにヒーターに対し垂直方向に速度 5 mm/h で石英管を動かした。石英管がヒーターを完全に通過した後、試料を垂直方向へ #1-4 に分割し、それぞれに対して ICP-MS を用いた金属不純物分析を行った。

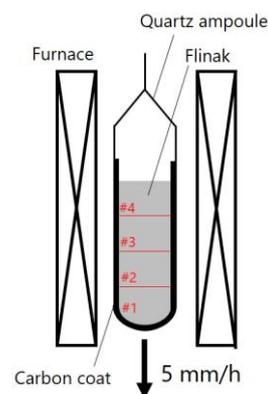


図 1 実験体系概念図

3. 実験結果

各領域に対する金属不純物分析結果を表 1 に示す。不純物は試料上部、すなわち #4 に最も多く偏析することが予想されたが、#4 から #1 にしたがって不純物が単調に減少していく結果とはならなかった。さらなる詳細試験並びに不純物分析結果については当日報告する。

表 1 金属不純物分析結果 (単位: ppm)

	²⁷ Al	⁵² Cr	⁵⁵ Mn	⁵⁶ Fe	⁶⁰ Ni
#1	2.75	0.648	0.761	1.53	0.035
#2	9.74	0.965	0.770	12.1	4.30
#3	1.77	0.457	0.367	1.62	0.035
#4	16.7	0.892	0.868	16.2	2.40

参考文献

[1] A. Sagara et al., Fusion Eng. Des. 89 (2014) 2114-2120.

[2] D. A. Petti, et al., Fusion Eng. Des. 81 (2006) 1439-1449.

*Hiroki Shishido¹, Toshiyuki Onodera², Keitaro Hitomi¹, Noritaka Yusa¹, and Hidetoshi Hashizume¹

¹Tohoku Univ., ²Tohoku Institute of Technology

熱流束モニターのための複合プローブアレイの製作

Construction of the combined probe array for heat flux monitoring

*松浦 寛人¹, 小林 進二², 大島 慎介², 水内 亨², 中嶋 洋輔³

¹大阪府立大学, ²京都大学, ³筑波大学

ヘリオトロンJは低シアの中型核融合実験装置でフレキシブルなダイバーター配位を実現できる。本研究では、コンパクトなダイバータープローブアレイに薄膜型カロリメーターアレイを組み込み熱流束の常時モニターを目指している。

キーワード: ヘリオトロンJ、アイランドダイバーター、薄膜カロリメーター、熱流束評価。

1. 緒言

ヘリオトロンJの磁場配位はヘリカルダイバーター構造から磁気島ダイバーターにわたるフレキシビリティを持っている。ヘリオトロンJ装置実験では初期から粒子束研究のための多チャンネルプローブアレイを備えていたが、このアレイには熱流束計測のためのカロリメーターはなかった。

2. カロリメーターヘッドの熱応答解析

ダイバータープローブアレイの本体は非常にコンパクトで、磁力線がその側面にも入射している。これに沿った熱流束を測定するためのカロリメーターはサイズ制限のため、厚みの小さい薄膜受熱面を用いる必要がある。背面を熱的に絶縁すると、図1のように同じ熱流束入射 ($0.5\text{MW/m}^2, 450\text{ms}$) に対する温度上昇が大きくなると予想される。さらに、温度の時間微分が熱流束の目安を与えるため、プラズマ放電中の熱流束の変化をモニターできる可能性がある。

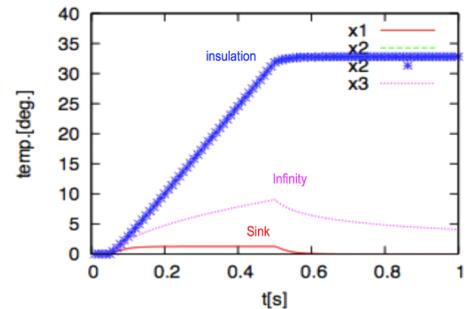


図1. 薄膜カロリメーターの熱応答

3. 結論

高融点のモリブデンを本体とした複数のカロリメーターをダイバータープローブアレイに組み込む改造を進めている。本研究はNIFS 双方向型共同研究(NIFS16KUHL069/NIFS16KUGM112)の援助を受けている。

参考文献

- [1] T. Mizuuchi *et al.*, J. Plasma Fusion Res. **3**, 192(2000).
 [2] W. Ang *et al.*, J. Plasma Fusion Res. **5**, 292(2002).

*Hiroto Matsuura¹, Shinji Kobayashi², Shunsuke Ohshima, Tohru Mizuuchi and Yosuke Nakashima³

¹Osaka Pref. Univ., ²Kyoto Univ., ³Univ. of Tsukuba.

片面加熱時の多段エルボ下流旋回流自己形成流動場のサブクール沸騰伝熱評価

Evaluation of Subcooled Boiling Heat Transfer Characteristic of a Self-Formed Swirling Flow Downstream of Dual and Triple Elbow under One-Sided Heating Condition

*川上 紘史¹, 江原 真司¹, 橋爪 秀利¹

¹東北大学

核融合炉ダイバータ冷却に向けた3次元立体接続多段エルボの下流に生成する旋回流を利用した冷却システムの沸騰伝熱特性を得るため、実機同様に片面加熱の伝熱実験を実施した。

キーワード: ダイバータ、エルボ、旋回流、片面加熱、沸騰曲線

1. 背景および目的

核融合炉のダイバータでは 10 MW/m^2 以上の高熱流束の入射が想定されており[1]、その冷却は核融合炉実現に向け重大な課題の1つである。この課題に対し、複数のエルボを立体接続した多段エルボの下流に生成する旋回流を利用する冷却システムが提案されている[2]。先行研究[3]におけるレイノルズ数(Re)= $150,000$ での全周方向通電加熱による液单相伝熱実験では、多段エルボ下流域の熱伝達率が発達乱流の場合よりも優れ、ITERに用いられるねじり比2のスワール冷却管の場合の0.8倍程度であることが確認された。一方、実機では片面加熱条件かつ沸騰条件が想定されるため、本研究では同条件で沸騰熱伝達特性を調査する。

2. 実験手法

実験装置はタンク、ポンプ、助走区間、多段エルボ、エルボ下流直円管流路、出口温度計測用流体混合区間、流量計からなる閉ループである。加熱部である円管流路は幅 36 mm ×長さ 90 mm ×高さ 28 mm の無酸素銅ブロックの長手方向断面中心に直径 $18 \text{ mm}(D)$ の円管流路が設けられ、温度計測のため照射面から $2, 3.1, 4.2 \text{ mm}$ の位置にK型熱電対($\phi 0.5 \text{ mm}$)を側面から挿入している。 $3.1, 4.2 \text{ mm}$ 位置の測定温度から冷却面の管壁温度、管内に流入する熱流束を外挿する。加熱源として日鐵溶接工業株式会社製アークプラズマジェットを用い、エルボ無しの発達乱流時、2段エルボ下流(エルボ出口から $4D, 8D$ 位置)、3段エルボ下流(同 $4D, 8D$ 位置)で温度計測を行い、それぞれ $Re=25,000, 50,000, 100,000, 150,000$ における沸騰曲線を得る。なお、作動流体は蒸留水で多段エルボの入口条件は発達乱流、入口温度は $42 \text{ }^\circ\text{C}$ である。飽和温度はタンクが大気圧下で円管流路からタンクまでの圧力損失は非常に小さいことから $100 \text{ }^\circ\text{C}$ としている。

3. 実験結果・考察

図1に $Re=150,000$ における各種沸騰曲線を示す。計測手法の確認かつ多段エルボ下流域の沸騰曲線との比較のため取得したエルボ無しの発達乱流流入時の沸騰曲線では発達した核沸騰領域においてプール沸騰の経験式である Rohsenow の式[4]と比較すると沸騰開始位置付近で結果のばらつきが見られるがおおむね一致した。また、本実験で用いた加熱源の加熱区間が約 $1D$ と短く、非沸騰域での流体内の温度場が未発達なため Dittus-Boelter の式より熱伝達率が大きい結果となった。2段エルボ下流($4D, 8D$ 位置)と3段エルボ下流($8D$ 位置)での非沸騰域では旋回流の誘導により発達乱流流入時よりもさらに温度場の発達が抑制され、熱伝達率の向上が見られた。また、各位置における熱伝達率の違いも確認された。これは各位置の周方向の速度成分の違いが原因と推察される。今後流れの可視化実験を行い、本実験結果と比較する予定である。発達した核沸騰領域での各沸騰曲線はおおむね同一線上に集まる傾向が得られ、各エルボ条件いずれも約 20 MW/m^2 までの管内への熱流束の流入が確認された。限界熱流束については、より高熱流束での実験が加熱源の制約により実施できず、見積もることが出来なかった。今後は、加熱源を電子ビームに変更し、加熱区間も長くする予定である。 $Re=25,000, 50,000, 100,000$ 時の各実験結果の詳細については口頭発表で説明する。

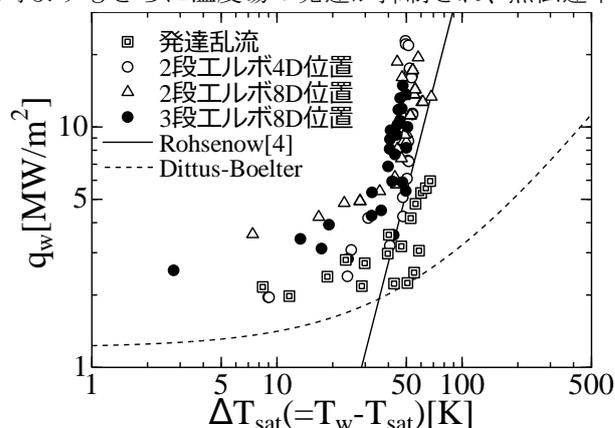


図1 $Re=150,000$ 時の各種沸騰曲線

参考文献

- [1] K. Sato, et al., J. Plasma Fusion Res. SERIES, Vol. 5 (2002) 556-560
 [2] S. Kodate, et al., Proceedings of The 21th International Conference on Nuclear Engineering, (2013), ICONE21-16105
 [3] 古館 他, 日本機械学会 第20回動力・エネルギーシンポジウム講演論文集, pp. 171-172(2015)
 [4] Rohsenow, et al., A method of correlating heat transfer data for surface boiling of liquids, Trans. ASME, 74(1952), 969-976

*Hiroshi Kawakami¹, Shinji Ebara¹ and Hidetoshi Hashizume¹

¹Tohoku Univ.

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Isotope Effect, Safe Handling)

[3B09-10] Tritium technology (production and measurement)

Chair: Kazunari Katayama (Kyushu Univ.)

Wed. Mar 29, 2017 11:30 AM - 12:00 PM Room B (16-102 Building No.16)

[3B09] Establishment of tritium transfer model in Li_2TiO_3 pebble

*Makoto Kobayashi¹, Yasuhisa Oya² (1. National Institute for Fusion Science, 2. Shizuoka University)

11:30 AM - 11:45 AM

[3B10] Design of tritium gas cell for BIXS by Monte Carlo simulation

*Masanori Hara¹, Shinsuke Abe¹, Masao Matsuyama¹, Tsukasa Aso², Katsuyoshi Tatenuma³, Tomohiko Kawakami³, Takeshi Ito³ (1. University of Toyama, 2. National Institute of Technology, Toyama College, 3. KAKEN)

11:45 AM - 12:00 PM

チタン酸リチウムペブル内トリチウム移動モデルの構築

Establishment of tritium transfer model in Li_2TiO_3 pebble

*小林 真¹, 大矢 恭久²

¹核融合研, ²静大院理学領域

チタン酸リチウム中トリチウムの移動現象を、グレイン内部での拡散・水酸基形成・水酸基分解及び照射欠陥の消滅、クローズポア(CP)内部での溶解・拡散、オープンポア(OP)内部での吸着脱着平衡・クヌッセン拡散の速度論に基づきモデル化及び計算コード化した。計算コードにより中性子照射下でのチタン酸リチウムペブルからのトリチウム放出挙動の予測が可能となった。

キーワード: トリチウム, チタン酸リチウム, クヌッセン拡散, 中性子照射

1. 緒言

固体トリチウム増殖材であるチタン酸リチウムからのトリチウム回収挙動の理解は核融合炉のトリチウムサイクルを設計するため重要である。発表者らはこれまでに、熱中性子照射したチタン酸リチウム粉末からのトリチウム放出挙動を速度論的に解析し、グレイン内部でのトリチウム移動過程を明らかにした^[1]。一方、実機ではチタン酸リチウムはペブル状で導入されることから、グレインから放出された後のペブル内でのトリチウム移動現象のモデル化が必要である。本研究では、ブランケットにおけるトリチウム回収挙動を詳細に理解するため、グレイン内でのトリチウム移動モデルとペブル内でのトリチウム移動モデルを結合した計算コードを構築した。

2. モデル

CP 内部でのトリチウムは気体状であるため、温度・圧力に従うグレイン内部への再溶解速度、拡散速度、OP への放出速度から計算を行った。OP 内でのトリチウムは気体状であるため、吸着・脱着平衡、クヌッセン拡散速度、表面での放出速度から計算を行った。上記2種の空隙へのグレインからのトリチウム移動速度を結合し、計算コードを構築した。計算のフローチャートを図に示す。

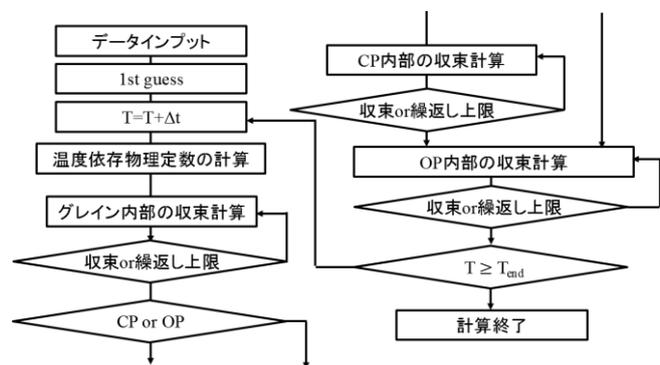


図 計算コードのフローチャート

3. 結論

グレインの殆どは OP に面しているため、トリチウムの大部分は OP へ放出された。OP 内部でのトリチウムは水蒸気形であると仮定すると、OP 表面での吸着によりトリチウム滞留時間が増加した。また、グレインのサイズが小さく、ペブルの理論密度が高い場合、OP 半径が減少する。これにより、クヌッセン拡散速度が減少するため、トリチウム滞留時間が増加した。

OP と比較して CP を形成するグレイン数は少ないため、CP へのトリチウム移行率は低い。しかし、CP 内ではトリチウム気体分子の溶解やグレイン内部での拡散のため、CP 内のトリチウム除去は比較的困難であることがわかった。特に中性子フラックスが高くなると、グレインへの溶解が律速段階となるため、CP 内部にトリチウムが蓄積し、トリチウムの滞留時間が大幅に増加することがわかった。

[1] M. Kobayashi, Y. Oya, K. Munakata and K. Okuno, *J. Nucl. Mater.*, 458 (2015) 22-28.

*Makoto Kobayashi¹, Yasuhisa Oya²

¹National Institute for Fusion Science, ²Shizuoka Univ.

モンテカルロシミュレーションによる BIXS 測定用トリチウムガスセルの設計

Design of Tritium Gas Cell for BIXS by Monte Carlo simulation

*原 正憲¹, 阿部 信介¹, 松山 政夫¹, 阿蘇 司²,

蓼沼 克嘉³, 川上 智彦³, 伊藤 剛士³

¹富山大学, ²富山高専, ³化研

β 線誘起 X 線計測法 (BIXS 法) は高濃度のトリチウムガスを測定する手法の一つである。トリチウムガス測定用セルの X 線透過窓の最適化をモンテカルロシミュレーションにより行った。

キーワード: β 線誘起 X 線計測法, ガスセル, X 線透過窓, モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

β 線誘起 X 線計測法 (BIXS 法) はトリチウムガスの計測法の一つである。この手法では、トリチウムから放出された β 線がガス容器の X 線透過窓を構成する原子と相互作用することにより発生する X 線を計測し、トリチウム濃度を求める。BIXS 法の X 線透過窓は X 線の発生、透過、及び容器壁という役割を持つため、金を被覆したベリリウムが使用されている。しかし、最適な金の厚さは明らかでない。また、トリチウムの β 線はエネルギーが低く、試料ガス中で吸収される自己吸収が起こる。最適な X 線透過窓の構成、自己吸収の影響を知るために、様々な条件でトリチウムからの β 線により誘起される X 線スペクトルをモンテカルロシミュレーションにより計算した。

2. 手法

2-1. モンテカルロシミュレーション

モンテカルロシミュレーションには GEANT 4 tool kit を使用した。電磁相互作用には PENELOPE モデルを用いた。ステンレス製の円筒型ガスセルを想定した。円筒の片端は金を被覆したベリリウム製の X 線透過窓である。この X 線透過窓の金及びベリリウムの厚さを変えて計算し、金の厚さの最適値を検討した。セル長を変化させ自己吸収の影響も検討した。

2-2. ベータ線誘起 X 線スペクトルの測定

シミュレーションで得られる X 線スペクトルの妥当性を検討するために、シリコンドリフト検出器でトリチウムガスの X 線スペクトルを得た。この際のガスセルは 70 ϕ のコンフラットフランジで作製された。X 線透過窓は約 80 nm の金の被覆層を持つベリリウム板(厚さ 0.15mm)を用いた。

3. 結果と考察

計算により得られたスペクトルと実測スペクトルの比較を図に示す。スペクトルは幅の広い制動 X 線と鋭い特性 X 線により構成されている。実測スペクトルと計算スペクトルはよく一致しており、計算モデルは妥当であることが確認された。この計算モデルを使用して最適な金の厚さ、自己吸収の影響を検討した。

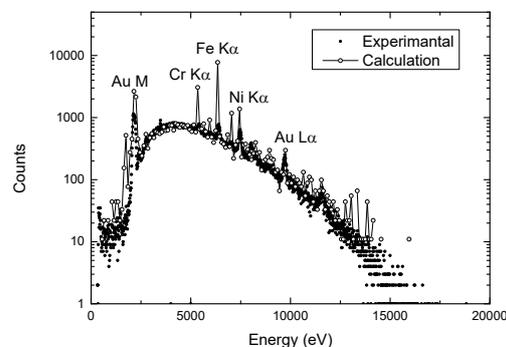


図. β 線誘起 X 線スペクトルの比較

*Masanori Hara¹, Shinsuke Abe¹, Masao Matsuyama¹, Tsukasa Aso², Katsuyoshi, Tatenuma³, Tomohiko Kawakami³, Takeshi Ito³

¹University of Toyama, ²National Institute of Technology, Toyama Collage, ³KAKEN Company Limited

Oral presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-3 Tritium Science and Technology (Fuel Recovery and Refining, Measurement, Isotope Effect, Safe Handling)

[3B11-15] Tritium technology (production and recovery)

Chair: Masanori Hara (Univ. of Toyama)

Wed. Mar 29, 2017 2:45 PM - 4:10 PM Room B (16-102 Building No.16)

[3B11] CO₂ release from Li₂TiO₃ pebble with rising temperature and Li mass transfer

*Kazunari Katayama¹, Ryotaro Yamamoto¹, Tsuyoshi Hoshino², Haruaki Sakagawa¹, Satoshi Fukada¹ (1. Kyushu Univ., 2. QST)

2:45 PM - 3:00 PM

[3B12] Study on lithium rod test module and irradiation method of tritium production using high temperature gas-cooled reactor

*Yuma Ida¹, hideaki matsura¹, yuki koga¹, ryou okamoto¹, satoru nagasumi¹, kazunari katayama², teppei ootsuka³, minoru goto⁴, shigeaki nakagawa⁴, etsuo ishitsuka⁴ (1. Kyushu Univ. Department of Applied Quantum Physics and Nuclear Engineering, 2. Kyushu Univ. Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, 3. kindai Univ. Department of Science and Engineering, 4. Japan Atomic Energy Agency)

3:00 PM - 3:15 PM

[3B13] Correlation of wide range of experimental H₂ desorption curves by a direct bubble contact with Li-Pb eutectic alloy

*Satoshi Fukada¹, Mao Kinjyo¹, Terunori Nishikawa¹, Kazunari Katayama¹, Takumi Hayashi², Kanetsugu Isobe² (1. Kyushu Univ., 2. QST)

3:15 PM - 3:30 PM

[3B14] Effect of ammonia on the efficiency of tritium oxidation over catalyst for air detritiation system

*Yasunori Iwai¹, Yuki Edao¹, Akiko Kondo¹, Katsumi Sato¹ (1. QST)

3:30 PM - 3:45 PM

[3B15] Effect of moisture and hydrocarbons on catalytic reactor for tritium oxidation

*Yuki Edao¹, Katsumi Sato¹, Hiroshi Inomiya¹, Hiroo Asahara¹, Akiko Kondo¹, Yasunori Iwai¹, Takumi Hayashi¹ (1. QST)

3:45 PM - 4:00 PM

昇温に伴う Li_2TiO_3 ペブルからの CO_2 放出と Li 質量移行

CO_2 release from Li_2TiO_3 pebble with rising temperature and Li mass transfer

*片山 一成¹, 山本 遼太郎¹, 坂川 悠明², 星野 毅³, 深田 智¹

¹九大総理工, ²九大工, ³量研機構

本研究では、QST で開発中の Li 添加型 Li_2TiO_3 ペブルを真空中で 900°C まで昇温し、放出される CO_2 量を定量した。ペブル製造法を工夫することで CO_2 放出が抑制されることが確認された。また、 900°C でのペブル質量減少速度は H_2 あるいは Ar 雰囲気比べて湿潤雰囲気の方が速く、1wt% 程度の質量減少が生じた。

キーワード：リチウムチタネート、リチウム質量移行、二酸化炭素

1. 緒言

トリチウム増殖リチウムセラミックスペブルは、核融合炉ブランケット内にて高温で長時間使用されるため、Li 蒸発による Li 質量移行現象が生じる。Li 質量移行によりトリチウム増殖比の低下や配管の腐食などが懸念されることから、移行量の定量評価とメカニズムの解明が必要である。本研究グループでは、これまで水蒸気放出挙動に注目してきたが、 Li_2TiO_3 が CO_2 を吸収する性質を有することから、 CO_2 放出挙動についても調査を行い、水蒸気放出量および CO_2 放出量を考慮して、Li 質量移行量を評価した。

2. 実験

QST で開発された 2 種類の Li 添加型 Li_2TiO_3 ペブル (Pebble211:Li/Ti 比 2.11, Pebble210:Li/Ti 比 2.10) を試料として用いた。Pebble211 はペブル表面に Li_2CO_3 層とみられる膜状物質が形成されていることが SEM 観察により確認されている。一方、Pebble210 は製造方法を工夫することにより膜状物質の形成が抑制された新しい試料である。2 種類の試料をそれぞれ真空雰囲気中で 900°C まで等速昇温し、 CO_2 放出挙動を質量分析計で観測した。また、 $50\text{PaH}_2\text{O}/\text{Ar}$ 気流中で 900°C まで加熱後一定期間 (0~72 時間) 保持し、実験前後のペブル質量変化を測定した。なお $1000\text{PaH}_2/\text{Ar}$ および Ar 気流中についても、 900°C で 48 時間保持した場合のペブル質量変化を測定した。

3. 結果及び考察

図 1 に Pebble211 と Pebble210 からの CO_2 放出挙動とブランケットの結果を比較する。Pebble210 からは有意な CO_2 放出は観測されなかった。一方、膜状物質を有する Pebble211 からは 700°C 付近から顕著な CO_2 放出が観測され、 Li_2CO_3 の分解に伴って CO_2 が放出されたものと考えている。なお、プラスチック容器内で 3.5 ヶ月間大気保管した Pebble210 からは、多量の CO_2 放出が観測され、ペブルの保管状況によっては大気中の CO_2 を吸収して、 Li_2CO_3 が形成されるものと考えられる。図 2 に H_2O 及び CO_2 放出量を差し引いた質量減少率の加熱時間依存性を示す。 H_2 や Ar 気流中に比べて、湿潤気流中の質量減少速度は速く、約 1wt% 程度で質量減少が終了することがわかった。湿潤雰囲気では、ペブル内に不純物として存在する Li_2O が、 LiOH に変換され蒸発していると推測している。

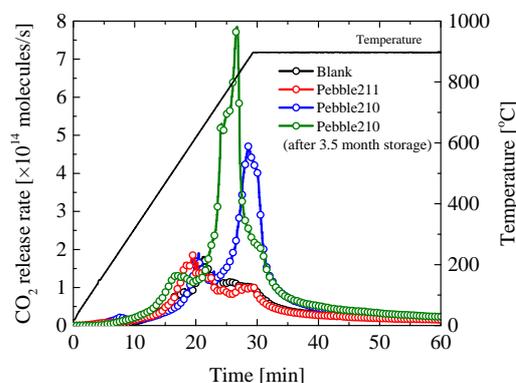


図 1 Li_2TiO_3 ペブルからの CO_2 放出挙動

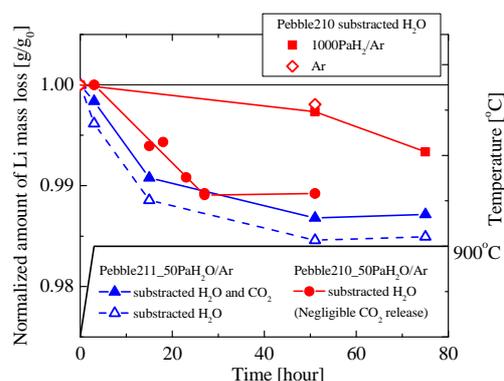


図 2 質量減少率の加熱時間依存性

*Kazunari Katayama¹, Ryotaro Yamamoto¹, Haruaki Sakagawa², Tsuyoshi Hoshino³ and Satoshi Fukada¹

¹IGSES Kyushu Univ., ²Eng. Kyushu Univ., ³QST.

高温ガス炉を用いた T 生産 Li 装荷ロッドの照射試験体及び試験法の検討 ～ Zr 層を考慮した試験体の評価 ～

Study on lithium rod test module and irradiation method of tritium production
using high temperature gas-cooled reactor
～ evaluation of test module with Zr layer ～

*井田祐馬¹、松浦秀明¹、長住達¹、古賀友稀¹、岡本 亮¹、
片山一成²、大塚哲平³、後藤実⁴、中川繁昭⁴、石塚悦男⁴

¹九大院工、²九大総理工、³近大理工、⁴JAEA

高温ガス炉を用いて初期核融合炉用トリチウム(T)を生産する方法を検討している。これまでは Li 装荷試験体の Al₂O₃ 層、LiAlO₂ 層、中空部の半径の最適化を検討してきた。今回は、T 流出量の減少を目的とした Zr 層を Li 層の周りに追加して、試験体の検討及び評価を行った。

キーワード：トリチウム、高温ガス炉、Li 装荷試験体、ジルコニウム

1. 緒言

DT 反応を利用した核融合原型炉及び実証炉に必要な初期装荷用 T の供給方法として、高温ガス炉を用いた T 生産法が提案されている[1]。本方法は、高温ガス炉内の燃料ブロック中の可燃性毒物孔(BP 孔)に Li 化合物を含んだロッドを装荷し、 ${}^6\text{Li}+n\rightarrow\text{T}+{}^4\text{He}$ 反応により T を生産するものである。これまで GTHTR300[2]を想定して T 生産 Li ロッドでの T 生産及び閉じ込め性能を評価してきた[3]。次のステップとして、これまでの評価値の妥当性を、照射試験により確認する必要がある。これまで、Zr 層を含まない体系を想定して、試験方法を検討し、Li 装荷試験体を提示している。今回さらに T 流出量の減少を目的として、Zr 層を LiAlO₂ 層の周りに加え、試験方法及び Li 装荷試験体の検討及び評価を行ったので報告する。

2. 解析方法及び計算モデル

照射試験炉として HTTR[4]を想定し、核計算で T 生産量を計算し、拡散計算により T 流出量を評価した。核計算には MVP[5]を使用し、核データは JENDL-4.0 を使用した。周りを Zr 層で覆った中空円筒状の LiAlO₂ を Al₂O₃ で被覆し、さらに炉内への T 流出を防ぐために Al₂O₃ 製の容器に収納したものを Li 装荷試験体とし図 1 に示す。中空部はヘリウムで満たしており、内側を中心中空部、外側を外縁中空部としている。Zr 層及び LiAlO₂ 装荷量は一定とした。上下は、厚さ 25 mm の Al₂O₃ で被覆している。Zr 層の厚さの違いが T 流出量及び中心中空部の圧力に及ぼす影響を調べた。照射試験料の直径は GTHTR300 の BP 孔に装荷可能な大きさ 44mm に固定し、容器を含めた直径は 60mm とした。T の拡散は、実験で得られた Al₂O₃[6]、Zr 層[7][8]の拡散係数及び溶解度定数、を用いて評価した。なお、Li 装荷試験体の温度を 800 K、照射日数 30 日、最大熱中性子束 $4.0\times 10^{13}/\text{cm}^2/\text{s}$ [9]とした。

3. 結果

図 2 及び 3 に Al₂O₃ 層の厚みに対する T 流出量と中心中空部の圧力の関係を Zr 層を含む場合、及び含まない場合について示す。図 2 より、Al₂O₃ 層が厚くなると T 流出量は減少するが、さらに厚みが増すと中空部の圧力上昇により T 流出量もさらに増大することがわかる。図 3 では Al₂O₃ 層が厚くなるに従い流出量が減少し、圧力はほぼ一定の Al₂O₃ 層の厚みが 1mm 付近で急減する。圧力が一定となるのは、Al₂O₃ 層の厚みの増加に伴い、LiAlO₂ 層が内側に移動し中性子束が減り、さらに LiAlO₂ 層の厚みが増加することによる自己遮蔽効果により T 生成量が徐々に減少するためである。Al₂O₃ 層の厚み 1mm 付近では、T 生産量が Zr 層の吸蔵可能量を下回るため圧力が急減する。Zr 層を含めたことによりトリチウム流出量が約 1/5 になり、圧力がほぼ一定のもとの Al₂O₃ 層厚みの影響についても評価が容易となる。発表では、これら評価値に基づいた Li 装荷試験体の設計例を示し議論を行う。

Yuma Ida¹, Hideaki Matsuura¹, Satoru Nagasumi¹, Yuki Koga¹, Ryou Okamoto¹, Kazunari Katayama², Teppei Otsuka³, Minoru Goto⁴, Shigeaki Nakagawa⁴, Etsuo Ishitsuka⁴ Kyushu Univ.¹ Kyushu Univ.² Kindai Univ.³ JAEA⁴

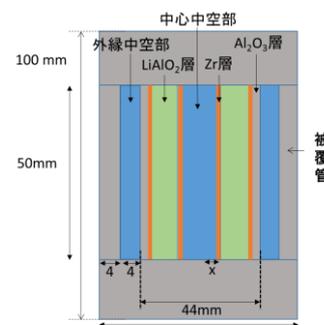


図 1 Li 装荷試験体
垂直方向断面図

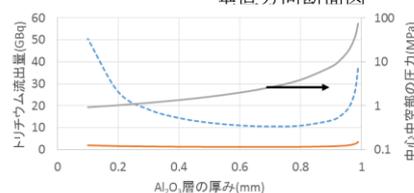


図 2 Al₂O₃ 層の厚みに対する
T 流出量と中心中空部の圧力

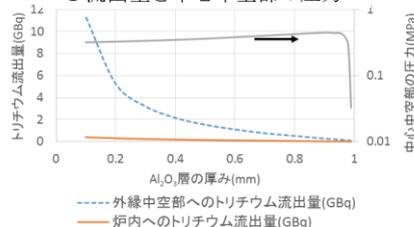


図 3 Zr 層を含んだ時の Al₂O₃ 層の厚みに対する
T 流出量と中心中空部の圧力

- [1] H. Matsuura, et al., Nucl. Eng. Des., **243** (2012) 95.
- [2] T. Nakata, et al., JAERI-Tech, **087** (2002).
- [3] H. Nakaya, et al., Nucl. Eng. Des., **292** (2015) 277.
- [4] S. Saito, et al., JAERI, 1332(1994)
- [5] Y. Nagaya, et al., JAERI, **1348** (2005).
- [6] K. Katayama, et al., Fusion Sci. Technol., **68** (2015) 62.
- [7] 染野壇、日本金属学会誌、24(1960) 249.
- [8] J.J Kearns :J.Nucl.Mat.,22(1967) 292.
- [9] D. Shibata, et al., JAERI-Tech, **097**(2002).

Li-Pb 共融合金への直接気泡接触による水素回収曲線の広範囲実験的の整理 Experimental correlation of wide range of H desorption curves in gas direct contact with Li-Pb

*深田智¹、金城真生¹、西川央哲¹、片山一成¹、林巧²、磯部兼嗣²

¹九州大学, ²量子科学技術研究開発機構

抄録: 核融合炉液体 Li₁₇Pb₈₃ ブランケットからのトリチウム(T)回収のための気液直接接触による溶解水素回収速度を実験的に求め、物質移動容量係数を用いた解析で広い濃度範囲で溶解・脱離速度を再現する事ができた。

キーワード: 液体ブランケット、トリチウム、回収、Li-Pb 共融合金

緒言: 核融合炉液体ブランケット Li₁₇Pb₈₃ 共融合金から T 連続回収のため、不活性ガス気泡と Li-Pb 間の直接接触による回収法を検討している。過去、Li-Pb への水素同位体溶解度や拡散係数等の物質移動に関する物性値は測定されているが、実際の流動形式で、運転温度 400-600°C で低濃度 T 回収を実証する事、実装置設計のための物質移動容量係数等の流量と温度依存性を測定し、設計式にまとめる事を研究目的とする。

実験と解析: 流動 Li-Pb と気泡接触塔を大学内実験室に製作し、Li-Pb に H₂ 気泡を吸収、あるいは Ar 気泡接触における Li-Pb からの脱離速度をガスクロマトグラフィで測定し、Li-Pb 間の物質移動速度の時間変化を求めた。結果を図 1 に示す。縦軸は気泡中水素同位体分圧を初期値で規格化した値であり、その値は、気泡からの脱離速度に比例する。広い濃度範囲で表面 Sieverts 則と気泡 Li-Pb 間の物質移動係数を考慮に入れた解析式(実線)とよく一致している。その解析式の基本的な箇所は、次式で表せる。

$$V_{LiPb} \frac{dx_{T,LiPb}}{dt} = k_s a_v (x_{T,s} - x_{T,LiPb})$$

$$x_{A,s} = K_{Sieverts} \sqrt{p_{A,s}}$$

結果と考察: 解析結果と実験値が各温度でよく一致し、流量依存性は小さく、単一の物質移動容量係数で広い範囲で整理できる事が判明した。図 1 の破線は、濃度依存性を考慮せず、表面濃度一定で解析した値であり、低濃度で実験値からの乖離が見られる。求めた物質移動容量係数値の温度依存性を吸収・脱離過程に分けて整理した結果が図 2 であり、温度依存性が小さい事、水素吸収・脱離過程について、ほぼ物質移動容量係数を唯一のパラメータとして整理できる。また過去の近藤らの気泡実験と寺井らの自由 Li-Pb 面と水素あるいは T 脱離速度ともこの図の範囲内で似た値を示す。今後は、流動状態を変えて、液体 Li-Pb 液膜流からの T 回収実験を進めたい。

Satoshi Fukada¹, Mao Kinjo¹, Terunori Nishikawa¹, Kazunari Katayama¹, Takumi Hayashi², Kanetsugu Isobe². ¹Kyushu Univ., ²QST

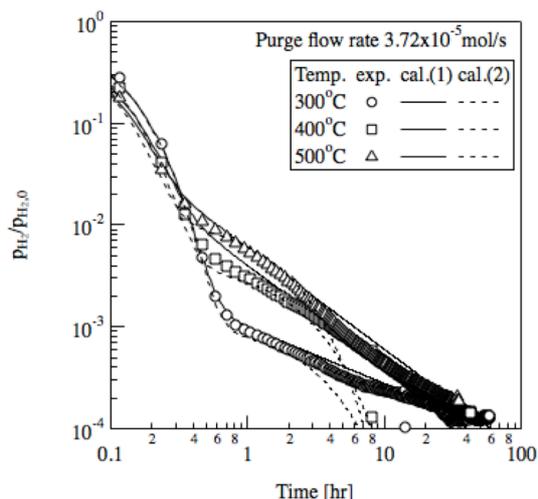


図 1 流動 Li-Pb と Ar-H₂ 気泡直接接触による回収実験

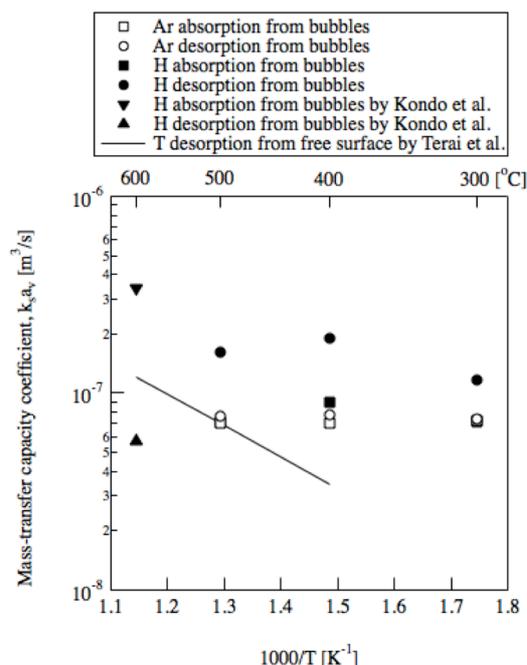


図 2 Li-Pb 中の気泡を通しての Ar と水素吸収脱離の物質移動容量係数のまとめ

トリチウム除去系触媒酸化反応器のアンモニア被毒影響に関する研究

Effect of ammonia on the efficiency of tritium oxidation over catalyst for air detritiation system

*岩井保則, 枝尾祐希, 近藤亜貴子, 佐藤克美

量子科学技術研究開発機構

トリチウム除去系触媒酸化反応器のトリチウム酸化効率に対するアンモニア被毒影響を精査した。アンモニアはトリチウムの触媒酸化を阻害する効果が非常に高く、低濃度のアンモニアにおいても顕著な阻害効果を示した。アンモニア被毒は低温ほど顕著となり、総括反応速度は最高で2桁低下した。またアンモニアによる被毒影響は水素濃度も強く影響することがわかった。

キーワード: トリチウム, 核融合, トリチウム除去システム, アンモニア, トリチウム化アンモニア, 触媒

1. 緒言

核融合施設の安全を確保する要の設備であるトリチウム除去システム(DS)の設計では、想定すべき全異常事象シナリオで建屋に漏洩が想定される化学種を同定し、各化学種がトリチウム除去に与える影響を評価して設計に適切に反映させておく必要がある。漏洩が想定される化学種の中ではトカマク炉内で窒素放電により生成し、建屋に漏洩したトリチウム化アンモニアがDSのトリチウム酸化触媒塔の性能に与える影響が触媒被毒の観点で特に懸念される。

2. 結果・考察

図2にアンモニアの濃度が水素酸化反応に与える影響を示す。アンモニア濃度は極低濃度でも水素酸化性能に顕著に影響を与えることが示唆された。高濃度のアンモニアはより高い触媒温度においても水素酸化低能を低下させる。アンモニアの影響を受けた触媒は200°C以上の高温処理を行うことで元の水素酸化性能に戻ることから、アンモニアによる水素酸化性能の低下はアンモニアの触媒活性サイトへの吸着が原因と推測される。アンモニアの存在は触媒温度が低い場合はトリチウムの酸化を顕著に抑制するため、異常事象発生時においても200°Cで運転されるトリチウム酸化触媒塔の温度が異常発生時にも低下しない工夫が設計に必要である。

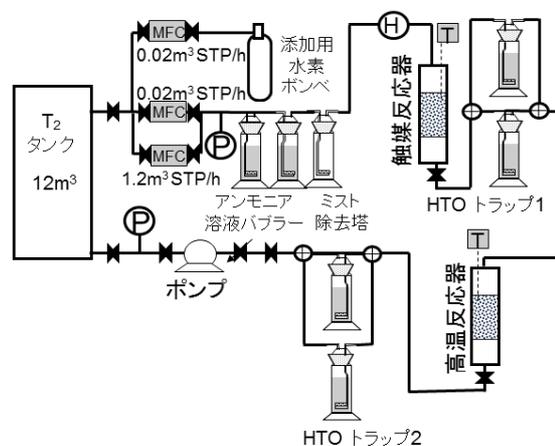


図1 流通法トリチウム酸化触媒試験装置

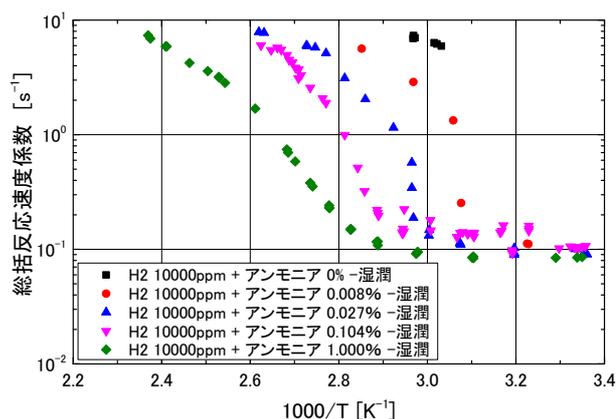


図2 白金触媒を用いた水素湿潤酸化における総括反応速度係数の共存アンモニア濃度依存性
触媒: TKK-H1P, 触媒充填量: 20cm³, ガス流量: 96NL/h

*Yasunori Iwai, Yuki Edao, Akiko Kondo, Katsumi Sato

National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

トリチウム触媒酸化塔における水蒸気及び炭化水素の影響

Effect of moisture and hydrocarbons on catalytic reactor for tritium oxidation

*枝尾 祐希, 佐藤 克美, 井ノ宮 大, 浅原 浩雄, 近藤 亜貴子, 岩井 保則, 林 巧
量研機構

ITER のトリチウム除去系の触媒塔は、火災等で発生する各種ガス影響を考慮して設計する必要がある。各種ガス存在下でのトリチウム除去の動的挙動を実験的に把握することにより、最もトリチウム除去が困難な異常シナリオを同定し、触媒塔設計の基本情報を決定した。

キーワード：トリチウム、トリチウム除去系、触媒塔、火災

1. 緒言

ITER のトリチウム除去系では、施設で想定される火災等の異常事象発生時においても確実にトリチウムを取り除くことが求められる。火災時のトリチウム除去系の設計で考慮すべきケーブル被覆材等が燃焼して生じる炭化水素や水蒸気の影響を精査する目的で、①トリチウムのみ除去、②大量の水蒸気を伴うトリチウムの除去、③過剰な炭化水素を伴うトリチウムの除去、の各シナリオにおいてトリチウム除去挙動を実験的に精査し、ITER で要求される 99.9% のトリチウム転換率を得るために必要な触媒量を評価した。

2. 実験

各シナリオ条件に合わせて、水蒸気濃度 1.6%あるいは炭化水素（メタン：エチレン：プロピレン＝0.42:0.55:0.03）濃度 1%になるように調整した 12m³ の気密容器に 12GBq のトリチウムを放出した。その後、230℃に保持した予熱器及び触媒塔と反応で生じたトリチウム水蒸気を除去する乾燥塔からなるトリチウム除去系を 1.8Nm³/h の処理流量で稼働させた。触媒塔入口及び出口のトリチウム濃度とトリチウム化炭化水素濃度を分別測定し、トリチウム転換率を評価した。

3. 結果・考察

図 1 にトリチウム濃度の経時変化の一例を示す。トリチウムは水蒸気及び炭化水素存在下においても換気流量と容器容積から計算される理想的な濃度変化により低減した。火災時に憂慮されたトリチウムと炭化水素の触媒塔内での反応で生じるトリチウム化炭化水素の生成は生成速度が十分に小さいことが確認できた。各シナリオにおけるトリチウム転換率を評価した結果、最もトリチウム除去が困難な異常シナリオは、水蒸気を伴うトリチウム漏洩であることが分かった。これは水蒸気が触媒の活性サイトに吸着しトリチウムの酸化を阻害するためである。実験で得られたトリチウム転換率から ITER-DS の処理流量 1400Nm³/h において 99.9% のトリチウム転換率を得るために必要な触媒量は 800L と評価した。

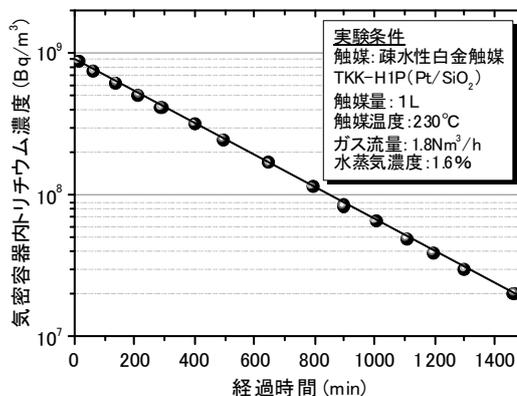


図 1 トリチウム除去挙動の一例

*Yuki Edao, Katsumi Sato, Hiroshi Inomiya, Hiroo Asahara, Akiko Kondo, Yasunori Iwai, Takumi Hayashi.

[3D01-04] Shielding materials, detector, code and material standard

Chair: Fumiyoshi Nobuhara (TNS)

Wed. Mar 29, 2017 9:30 AM - 10:35 AM Room D (16-204 Building No.16)

[3D01] Development of LED scintillation fiber detector for radioactivity measurement of the decontaminated waste*Noriaki Nakao¹, Motoyuki Asada¹, Takashi Kurihara¹, Yoshihiko Susuta¹, Masakazu Iwabuchi¹, Tomoo Shimada¹ (1. Shimizu Corporation)

9:30 AM - 9:45 AM

[3D02] Measurements of skyshine photons using LaBr₃ Scintillation Detector around Unit 3 at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station*Hideo Hirayama^{1,2}, Kenjiro Kondo^{1,2}, Seishiro Suzuki², Kohei Iwanaga², Yoshihiko Tanimura^{2,3}, Hiroshi Nagata^{2,3} (1. KEK, 2. NRA, 3. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM

[3D03] Adjoint Photon Transport in PHITS*Alex Malins¹, Masahiko Machida¹, Koji Niita² (1. JAEA, 2. RIST)

10:00 AM - 10:15 AM

[3D04] Improvement and application of displacement damage calculation method for electron, muon and pion in PHITS*Yosuke Iwamoto¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:15 AM - 10:30 AM

除染廃棄物放射能濃度測定用 LED シンチレーションファイバー検出器の開発

Development of LED coupled scintillation fiber detector for radioactivity measurement of decontaminated waste

*中尾徳晶、浅田素之、栗原隆、須々田嘉彦、岩渕雅和、嶋田智郎（清水建設株式会社）

フレコンパックに詰められた除染廃棄物の放射能濃度を効率よく安全に測定し、フレコン周囲の濃度分布をLEDで色表示できるLEDシンチレーションファイバー検出器を開発した。

キーワード：LEDシンチレーションファイバー検出器，中間貯蔵施設，フレコン，放射能濃度，除染

1. 緒言 福島第一原発事故に伴い発生した除染土壌等はフレコン容器に入れて仮置き場に保管されており、今後、中間貯蔵施設に移送される。このような大規模工事において、作業員の被ばくを抑えるために、空間線量率や汚染を常に把握する必要がある。そのため大量データの処理自動化と高速化、および可視化による作業員とのリアルタイムリスクコミュニケーションが重要な課題となる。

2. 開発 線量率分布をリアルタイムで可視化できる検出器を開発した。図1に本システムの構成を示す。プラスチックシンチレーションファイバー両端に到達した光の信号到着時間差で入射位置情報が得られるが、並べて設置したLEDラインテープに位置情報を伝達し、その場所の空間線量率を色別表示することでリアルタイムに放射線量の見える化を実現した。今回、この検出器の応用として、フレコンに保管された除染土壌等の放射能濃度を効率的かつ精度良く測定するLEDファイバーフレコン濃度モニターを開発した。図2に示すように容器の周囲に検出器をらせん状に配置し、フレコン全体を一様に測定できるようにした。重量計を組み合わせることにより、重量と放射能濃度も数秒で測定可能とした。検出器内にフレコン設置後、瞬時にLEDの色で線量率の高低を表示し可視化した。フレコンの個別情報を管理するタグデータと共に管理サーバーに自動転送し、ヒューマンエラーのない正確かつ迅速なデータ収集と管理を可能とした。

3. 実験とシミュレーション 実証試験を福島県大熊町の除染現場にて行った。攪拌して濃度を均一化した土壌の入ったフレコンを用いて、土壌の放射能濃度や重量(体積)の違いによる平均線量率と放射能濃度の関係を調べて換算係数の検討を行った。土壌試料の一部はゲルマニウム半導体検出器で放射能濃度を精度よく測定した。また、MCNPを用いたモンテカルロ計算により、フレコン周囲の平均線量率から放射能濃度に変換する係数を算出し、実験値と比較を行った。

謝辞 開発にあたり、日本放射線エンジニアリング(株)および(株)アクティオの協力を頂いた。

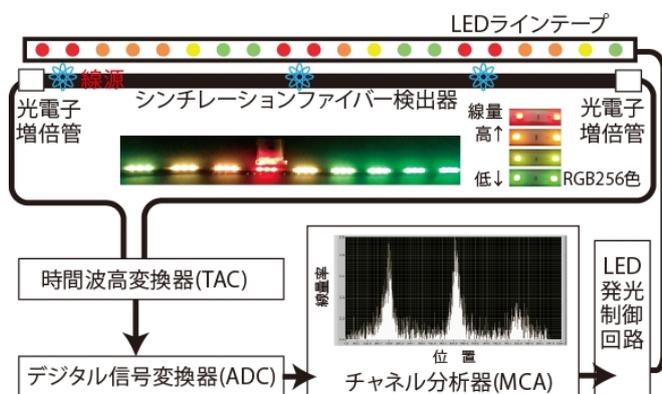


図1: 検出器のシステム構成

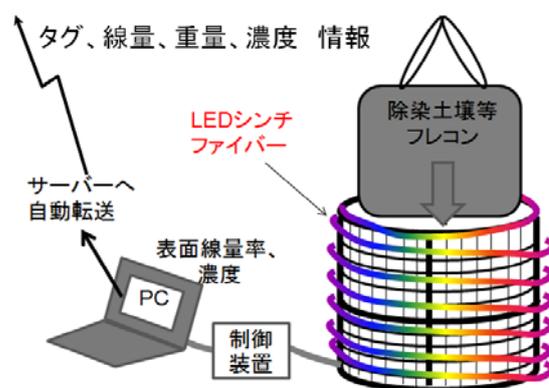


図2: フレコン濃度モニターのシステム構成

*Noriaki Nakao, Motoyuki Asada, Takashi Kurihara, Yoshihiko Susuta, Masakazu Iwabuchi, Tomoo Shimada

¹Shimizu Corporation

LaBr₃シンチレータ検出器による 福島第1原子力発電所3号機周辺でのスカイシャイン光子の測定

Measurements of skyshine photons using LaBr₃ Scintillation Detector

around Unit 3 at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*平山 英夫^{1,2}、近藤 健次郎^{1,2}、鈴木 征四郎²、岩永 宏平²、谷村 嘉彦^{2,3}、永田 寛^{2,3}

¹高エネルギー加速器研究機構、²原子力規制庁、³日本原子力研究開発機構(現所属)

福島第1原子力発電所3号機周辺では、周辺線量率が高い原子炉建屋オペレーションフロア等からのスカイシャイン光子による周辺の線量率が無視できない。スカイシャイン成分は、200keV以下で2mmの鉛により効果的に除去できることに着目して、LaBr₃シンチレーション検出器と2mmの鉛を用いて、スカイシャイン光子の測定を行った。スカイシャイン光子は、オペレーションフロアの遮蔽設置に伴い明らかに減少が見られた。講演では、測定方法、スカイシャイン光子の3号機からの距離による変化及び遮蔽設置による変化について報告する。

キーワード： Skyshine photon, LaBr₃, Pb shield, 福島第1原子力発電所、3号機

1. スカイシャイン光子の測定方法

福島第1原子力発電所の原子炉建家周辺のスカイシャイン光子測定においては、建家内外に残存している汚染源による寄与とスカイシャインによる寄与を分離する必要がある。原子炉建家オペレーションフロアは、地表面から直視出来ない高所に位置していることとオペレーションフロアの高線量に寄与している放射線がコンクリートを透過した散乱線が中心であることから、スカイシャイン光子は、周辺の地表部では、200keV以下のエネルギーで上部方向から来ると考えられる。200keV以下の光子は2mmの鉛で容易に遮蔽できることから、裸のLaBr₃シンチレーション検出器による波高分布から上部及び側面を2mmの鉛で覆った波高分布を差し引くことにより上部から来るスカイシャイン光子の波高分布を求めることができる。周辺の地表部の汚染が限定されている防波堤での測定例を第1図に示す。図で併せて示している検出器全体を2mmの鉛で覆った波高分布が、Cs-134及びCs-137から放出されるγ線の波高分布に近いことから、2mmの鉛によりスカイシャイン及び地表汚染源からの散乱線が効果的に遮蔽されていることが判る。

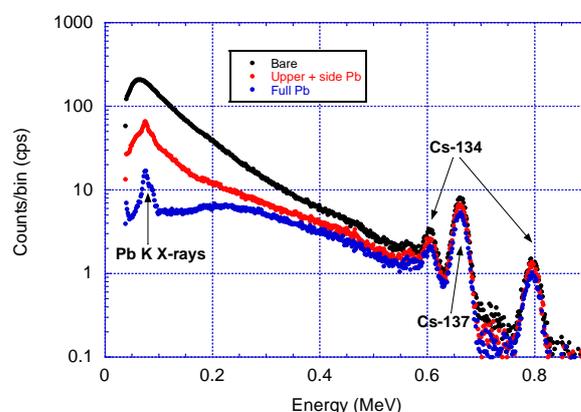


Fig. 1 Pulse height distribution of LaBr₃ at Point 4

2. 3号炉原子炉建屋オペレーションフロアからのスカイシャイン

スカイシャイン光子の測定は、2016年5月、9月及び12月に原子炉建家から800mまでの地点のほぼ同じ場所で行った。3号炉原子炉建家のオペレーションフロアは、5月の時点では床から5mの位置で200mSv/hを超える高い周辺線量当量率であったが、その後遮蔽の設置により、2016年12月の時点では1/10以下に低下した。従って、同じ場所での5月と12月のスカイシャイン成分の差を3号炉オペレーションフロアからのスカイシャインと見なすことができる。3号炉からの直線距離とスカイシャインの関係については、簡略化したモデル計算との比較を含め当日講演で報告する。

*Hideo Hirayama^{1,2}, Kenjiro Kondo^{1,2}, Seishiro Suzuki², Kohei Iwanaga², Yoshihiko Tanimura^{2,3}, Hiroshi Nagata^{2,3}

¹High Energy Accelerator Research Organization, ²Nuclear Regulation Authority, ³Japan Atomic Energy Agency (Current affiliation)

Photon Adjoint Mode in PHITS

*Alex Malins¹, Masahiko Machida² and Koji Niita²

¹JAEA, ²RIST

An adjoint transport function has been added to PHITS. The function is an alternative method for solving photon transport problems with small detector volumes compared to the source region. The function follows the formalism of Hoogenboom (2000) [1]. The method and its performance are demonstrated here on test problems.

Keywords: PHITS, adjoint, photon, pseudo-photon, radiation transport

1. Introduction

The adjoint method can be an efficient technique for solving radiation transport problems where the source is larger than the detector. Fukushima environmental radioactivity calculations fall within this class of problem, as gamma rays from radiocesium spread over a wide area contribute to the air dose rate. We therefore added a gamma ray adjoint function to the Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) Monte Carlo code [2].

2. Method

The adjoint function simulates pseudo-photons. These are generated within in the detector region and are transported through space. They undergo adjoint interactions (corresponding to forward interactions in reverse) with matter. A new cross section library was developed based on JENDL-4.0 which contains adjoint incoherent and pair production interaction cross sections. The photoelectric effect is treated implicitly. Pseudo-photons are tallied when they cross the gamma ray source region. A new adjoint tally function ([T-Adjoint]) recovers the photon flux in the detector of the corresponding forward calculation.

3. Results

The adjoint function was confirmed as giving the correct results by comparing to a forward calculation for a gamma ray flux spectrum in an infinite medium. The adjoint function successfully reproduced the activity-to-dose conversion factor for the air dose rate at 1 m given homogeneously distributed cesium-137 in soil. The performance of the adjoint function was established by comparing the runtime for a generic large source and small detector transport problem against conventional forward mode and point tally calculations.

4. Conclusion

The adjoint function is a promising addition to PHITS for efficiently solving large source small detector gamma ray transport problems. Future developments are to add a 'point energy' routine, allowing the simulation of pair production interactions and line energy gamma ray radiation sources, e.g. discrete radioactive decay photons.

References

- [1] J.E. Hoogenboom, 2000. Adjoint Monte Carlo Photon Transport in Continuous Energy Mode with Discrete Photons from Annihilation. Proc. PHYSOR 2000.
- [2] A. Malins, M. Machida, K. Niita, 2017. Continuous energy adjoint transport for photons in PHITS. To appear in Proc. ICRS-13.

電子、ミューオン及びパイオンに対応した PHITS の はじき出し損傷計算手法の改良と応用

Improvement and application of displacement damage calculation method for electron,
muon and pion in PHITS

*岩元 洋介¹

¹原子力機構

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS により、電子、ミューオン及びパイオンによる反跳原子のクーロン散乱断面積を考慮した材料の原子あたりの平均はじき出し数(DPA)を計算する手法を開発した。

キーワード：PHITS, DPA, 電子, ミューオン, パイオン

1. 緒言 PHITS のイベントジェネレータを用いたはじき出し損傷計算手法[1]は、陽子、中性子、重イオン照射に対する材料の原子あたりの平均はじき出し数(DPA)値を計算できるが、電子、ミューオン、パイオンによる原子核のクーロン散乱断面積を考慮しないため、これら粒子に対する DPA 値を導出できなかった。本研究では、あらゆる粒子に対する DPA 値の計算を可能にすることを目的として、これら粒子に対応したはじき出し損傷計算手法を開発し、PHITS への組み込みを進めた。

2. 計算手法 電子入射によるクーロン散乱をあらゆる Mott 散乱断面積等を PHITS のはじき出し損傷計算手法に組み込むことで、電子に対する DPA 値の計算を可能とした。ミューオンやパイオンは低エネルギー領域において、原子核と強い相互作用を及ぼしあうため、既に PHITS に組み込まれている荷電粒子に対応したラザフォード散乱断面積を修正して、これらの DPA 値を計算可能とした。

3. 計算結果 図1に粒子のエネルギーに対する鉄のはじき出し断面積の計算値を示す。電子とミューオン、数 MeV 以下のパイオンや荷電粒子の値はクーロン散乱の寄与が大きく、10MeV 以上のパイオンや荷電粒子については原子核との非弾性散乱による寄与が大きいことがわかった。図2に10MeVの電子が鉄に入射したときの DPA 値の深さ分布を示す。PHITS の計算値は、電子・光子のみに対応した EGS4-UCDPA[2]の計算値と良く一致することがわかった。本研究により PHITS を用いてあらゆる粒子に対する DPA 値の計算が可能になった。

謝辞：本研究は JSPS 科研費(課題番号 16H04638)の助成の一部を受けて実施した。

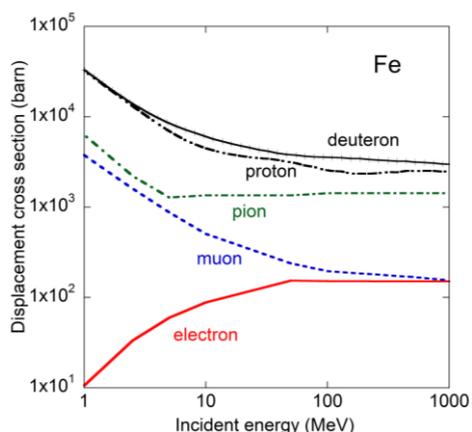


図1 PHITS による様々な粒子のエネルギーに対する鉄のはじき出し断面積の計算値

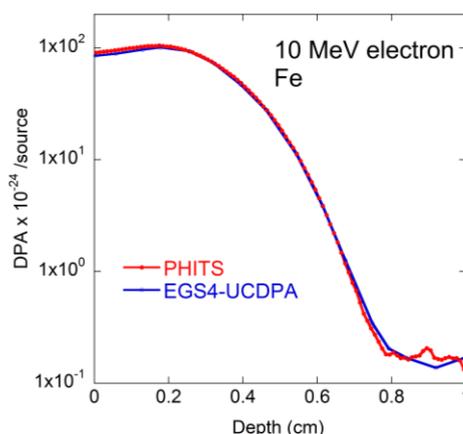


図2 10MeV 電子照射による鉄中の DPA 深さ分布

参考文献

[1] Y. Iwamoto et al., Nucl. Instrum. Meth. B 274 (2012) 57-64.

[2] O. Sato et al., Proc. of the Second International Workshop on EGS, Tsukuba, Japan (2000).

*Yosuke Iwamoto¹ ¹Japan Atomic Energy Agency

[3D05-09] Code and material standard

Chair: Koichi Okuno (HAZAMA ANDO CORP.)

Wed. Mar 29, 2017 10:35 AM - 12:00 PM Room D (16-204 Building No.16)

[3D05] Discussion on the standarization of shielding material

*Ken-ichi Kimura¹, Mikihiro Nakata², Koichi Okuno³, Yoshihiro Hirao⁴, Satoshi Ishikawa⁵, Yukio Sakamoto⁶ (1. Fujita Corporatin, 2. MHI-NS, 3. Hazama-Ando , 4. National Marine Research Insititute , 5. ITOCHU Techno-Solutons, 6. ATOX Corporation)

10:35 AM - 10:50 AM

[3D06] Discussion on the standardization of shielding material

*MASAHIRO TANIGUCHI¹, Kennichi Kimura², Okuno Koichi³, Koji Oishi⁴, Ken-ichi Tanaka⁵, Masahiro Yoshida⁶, Osamu Kontani⁷, Toshinobu Maenaka⁸, Satoshi Ishikawa⁹, Yoshihiro Hirao¹⁰ (1. TAISEI Corporation, 2. Fujita Corporation, 3. Hazama-Ando Corporation, 4. Japan Environment Research Co. LTD., 5. The Institute of Applied Energy, 6. Nuclear Safety Technology Center, 7. KAJIMA Corporation, 8. TAKENAKA Corporation, 9. ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 10. National Maritime Research Institute)

10:50 AM - 11:05 AM

[3D07] Discussion on the standardization of shielding material

*Mikihiro Nakata¹, Ken-ichi Kimura², Koichi Okuno³, Toshio Amano⁴, Kazuaki Kosako⁵, Tomohiro Ogata⁶ (1. MHI Nuclear Systems And Solution Engineering, 2. Fujita, 3. Hazama-Ando, 4. ITOCHU Techno-Solutions, 5. Shimizu, 6. MHI)

11:05 AM - 11:20 AM

[3D08] 2016 Activity Summary on Simple Calculation Code Review WG for Radiation Shielding

*Yoshihiro Hirao¹, Norihiro Matsuda², Hiroki Sakamoto³, Hidenori Kawano⁴, Seiki Ohnishi¹, Fumiyoshi Nobuhara⁵ (1. NMRI, 2. JAEA, 3. TRANSNUCLEAR, LTD., 4. ATOX, 5. Tokyo Nuclear Services Co., LTD.)

11:20 AM - 11:35 AM

[3D09] 2016 Activity Summary on Simple Calculation Code Review WG for Radiation Shielding

*Fumiyoshi Nobuhara¹, Yoshihiro Hirao², Norihiro Matsuda³, Hiroki Sakamoto⁴, Yukio Sakamoto⁵, Mitsushige Iwashita⁶, Kentaro Yoshioka⁷ (1. Tokyo Nuclear Services Co., LTD., 2. NMRI, 3. JAEA, 4. TRANSNUCLEAR, LTD., 5. ATOX, 6. IHI, 7. TOSHIBA)

11:35 AM - 11:50 AM

遮蔽材料標準の策定について (7) 策定の現状と留意事項

Discussion on the Standardization of Shielding Material

(7) Progress Report on Standardization Work

*木村 健一¹, 中田 幹裕², 奥野 功一³, 平尾 好弘⁴, 石川 智之⁵, 坂本 幸夫⁶
¹株式会社フジタ, ²MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング(株),
³安藤ハザマ, ⁴海上技術安全研究所, ⁵伊藤忠テクノソリューション、⁶アトックス

2015年より遮蔽材料の標準の策定作業を行っている。これまで過去2回の大会^{[1][2]}にてその検討結果の一部を発表してきた。今回は策定作業の現状を報告すると共に、現状での位置と今後の検討課題を明確にし、今後の策定作業を展望する。

キーワード: 遮蔽材料, 標準化, コンクリート

1. 緒言

原子炉や放射線利用施設での遮蔽評価に当たって、標準値の策定作業を進めているが、まずは遮蔽コンクリートの標準材料組成についての検討を行っている。建設材料としてのコンクリートは地産地消的観点から、一般に品質管理に重点をおいた規定が存在する。しかし材料学的な意味での「標準コンクリート組成」といった概念はほとんど見受けられない。そのため、遮蔽コンクリートの標準材料組成を策定するためには、標準となる基本的な考え方や標準策定の仕方などを明らかにする必要がある。

2. コンクリートの遮蔽標準の策定の必要事項

遮蔽標準のコンクリートを考えるに当たっては、

①材料毎—②元素毎—③酸化物毎 という3つの形態を考慮する必要がある。Table 1に既出平均的コンクリートの3つの形態を示す。この表からも明らかのように、標準となるコンクリート組成を提示するためには、材料的な視点からコンクリート組成を考えていく必要がある。そのためは、規定する材料の決定⇒調合(材料毎の比率)⇒材料中の各素材の使用割合⇒各素材中の元素組成のフローが必要で、その上で水分量や密度について詰めていく必要がある。この考え方により材料学的な見地からの遮蔽コンクリートの策定が可能となる。さらに、多様な素材に対応するためには広範な材料の調査も必要となる。

3. 留意事項

策定を進めるに当たっての留意点としては、標準組成の尤度や使用される場面毎の考慮などに加えて、本標準の使われ方や過去の実データとの整合性、或いは海外データとの比較検討などを進めていく必要がある。これらを踏まえて今後標準化作業を進めていく予定である。

参考文献

- [1] 「遮蔽材料標準の策定について (1) ~ (3)」 日本原子力学会 2016年春の年会 1K05-1K07, 2016.3
 [2] 「遮蔽材料標準の策定について (4) ~ (6)」 日本原子力学会 2016年春の年会 1O13-1O15, 2016.9

*Ken-ichi Kimura¹, Mikihiro Nakata², Koichi Okuno³, Yoshihiro Hirao⁴, Satoshi Ishikawa⁵ and Yukio Sakamoto⁶

¹Fujita Corporation, ²MHI-NS, ³Hazama-Ando, ⁴National Marine Research Institute, ⁵ITOCHU Techno-Solutions and ⁶ATOX Corporation

Table 1 平均コンクリート 2003^[2]の3形態

Mixture Table (kg/m ³)						
Water	Aggregate			cement	Additive	
	Fine	Course				
162	773	1093		300		0
Element: atom/cm ³						
H	C	O	Na	Mg	Al	Si
8.02E-03	7.02E-04	4.13E-02	1.02E-03	7.18E-04	2.88E-03	1.27E-02
P	S	K	Ca	Ti	Mn	Fe
1.94E-05	3.76E-05	6.47E-04	3.40E-03	8.81E-05	1.10E-05	7.33E-04

Oxide: g/cm ³												
H ₂ O	CO ₂	Na ₂ O	MgO	Al ₂ O ₃	SiO ₂	P ₂ O ₅	SO ₃	K ₂ O	CaO	TiO ₂	MnO	Fe ₂ O ₃
0.120	0.051	0.053	0.048	0.244	1.264	0.002	0.005	0.051	0.316	0.012	0.001	0.097

遮蔽材料標準の策定について

(8) コンクリート中の水素成分について

Discussion on the standardization of shielding material

(8) Investigation of hydrogen contents in concrete body

谷口 雅弘^{1}, 木村 健一², 奥野 功一³, 紺谷 修⁴, 前中 敏伸⁵, 平尾好弘⁶, 吉田 昌弘⁷, 石川 智之⁸, 大石 晃嗣⁹, 田中 健一¹⁰

¹大成建設株式会社, ²株式会社フジタ, ³安藤ハザマ, ⁴鹿島建設株式会社, ⁵株式会社竹中工務店, ⁶国立研究開発法人 海上技術安全研究所, ⁷原子力安全技術センター, ⁸伊藤忠テクノソリューションズ (株), ⁹日本環境調査研究所, ¹⁰一般財団法人エネルギー総合工学研究所

中性子遮蔽の観点から、コンクリート中の水分量について検討してきたが、水以外にも水素は存在することが見込まれるので、その含有状態について調査をおこなった。対象としては、骨材中の鉱物のヒドロキシル基-OH、シラノール基 Si-OH 等の水素の含有と、混和剤中の水素である。

キーワード：遮蔽, コンクリート, 水素, 化学組成

1. 概要

コンクリートに含有する水素含有量について、セメント化学、コンクリート工学、鉱物学、分析化学、地球化学等からのこれまで得られている知見を基本に調査を行った。

混和剤は、界面活性剤と同等のもので主成分は水であり、それ以外にイオン系または非イオン系等の物質が混合されており、その中の水素を調べた。

粗骨材については、岩石が主体であるが化学組成は定義されないため、構成する鉱物（造岩鉱物）について調査した。鉱物には斜長石にみられる水素を比較的多く含有する含水鉱物がある。

また、水素の含有量を分析する手法についても手法と課題を調査した。水分量測定については強熱減量、水酸基については近赤外分光があるが定量性に。岩から製造される粗骨材は、元素組成が示せる鉱物の石英・長石・雲母・カクセン石・輝石・カンラン石で構成されており、岩種によってそれらの組成が変動する。これらに含有する結晶水を調査した。

元素組成からみると、結合水はセメント要素の水和物として、(セメントの水和物の化学式としては、)
 $3\text{CaO} \cdot 2\text{SiO}_2 \cdot 3\text{H}_2\text{O}$ 、水酸化カルシウム $\text{Ca}(\text{OH})_2$ が最も多く、他に $3\text{CaO} \cdot \text{Al}_2\text{O}_3 \cdot \text{CaSO}_4 \cdot 12\text{H}_2\text{O}$ があげられ、水素を含有している。

また結晶水は、鉱物中に存在し、角閃石： $(\text{Ca}, \text{Na})_{2\sim 3}(\text{Mg}, \text{Fe}^{2+}, \text{Fe}^{3+}, \text{Al})_5(\text{Si}, \text{Al})_8\text{O}_{22}(\text{OH})_2$ 、白雲母： $\text{KAl}_2(\text{AlSi}_3)\text{O}_{10}(\text{OH})_2$ に水素を含有し、輝石、石英等には含有がない。

混和剤については、リグニン・スルホン酸系の場合、分子式 $\text{C}_{20}\text{H}_{24}\text{CaO}_{10}\text{S}_2$ で表わされ、水素が含有しており、他の種別も含めて、含有量について調査した。

2. まとめ

異なる学術分野から、コンクリート中の含有水素を推定できるデータを収集することができた。そこから、コンクリート本体を加熱することから得られる水分量が支配すると推定している。

* Masahiro Taniguchi¹, Kennichi Kimura², Koichi Okuno³, Osamu Kontani⁴, Toshinobu Maenaka⁵, Yoshihiro Hirao⁶, Masahiro Yoshida⁷, Satosh Ishikawa⁸, Koji Oishi⁹, Ken-ichi Tanaka¹⁰

¹Hazama-Ando Corporation, ²Fujita Corporation, ³TAISEI Corp., ⁴KAJIMA Corporation, ⁵TAKENAKA Corporation, ⁶National Maritime Research Institute, ⁷Nuclear Safety Technology Center, ⁸ITOCHU Techno-Solutions Corporation, ⁹Japan Environment Research Co. LTD., ¹⁰The Institute of Applied Energy

遮蔽材料標準の策定について

(9)遮蔽計算上の感度解析(3)

Discussion on the standardization of shielding material

(9) Sensitivity Analyses for shielding concrete (3)

*中田 幹裕¹, 尾方 智洋², 天野 俊雄³, 小迫 和明⁴, 木村 健一⁵, 奥野 功一⁶,

¹MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング(株), ²三菱重工業株式会社,

³伊藤忠テクノソリューションズ (株), ⁴清水建設株式会社, ⁵株式会社 フジタ, ⁶安藤ハザマ

コンクリート組成差異に起因する線量率感度解析に係る感度解析データの拡充と、既実施済み検討結果の追加検討を実施した。

キーワード：遮蔽コンクリート，線量当量率，感度解析

1. はじめに

コンクリート組成差異に起因する線量率感度解析について、既実施済み検討では、コンクリート製造の配合変動や水分量変動の線量率に与える影響を、原子炉施設の中性子及びγ線源に対して実施した。これに加え、既往コンクリート組成と平均的組成の差異や、中性子の水による上方散乱による、線量率への影響検討を行い、遮蔽コンクリート代表組成策定のための参照データを拡充した。

2. 感度解析

2-1. 組成差異による線量率影響

既存コンクリート組成に対する線量率解析を、原子炉施設の線源に対して実施し、既実施済みの平均コンクリート組成 (F02HT) に対する結果を比較した(図-1)。その結果、軽元素以外の影響は小さいと判断したが、さらに典型的な組成に対する検討を今後追加し、説明性を向上させる。

2-2. 熱中中性子上方散乱の線量率影響

熱中中性子の上方散乱によるコンクリート透過後の線量率影響について、水による上方散乱のメカニズムを踏まえて検討した。

検討では、MCNP を用いて、コンクリート領域を水分のみとし上方散乱計算を実施した。

この結果と、既実施済み ANISN 結果から熱中中性子の線量率寄与を算定し、コンクリートで起こり得る最大の上方散乱影響を推定評価した。その結果、数%以下の影響であること判断された。

2-3. 20MeV 以下の加速器施設の検討

医療用加速器施設について、配合変動及び水分変動の線量率影響について検討し、データ拡充を行った。

3. 標準作成のための今後検討

今後、組成の差異による線量率影響検討を拡充するとともに、これまで実施した感度解析データの、遮へいコンクリート標準組成の提案での位置づけと参照方法について明確にする。

4. 謝辞

本発表に当たり、作業に参画いただいた、本作業会感度解析 WG の下記諸氏に、深く感謝いたします。
坂本幸夫氏、河野秀紀氏(アトックス)、田中健一氏 (エネ総研)、坂本浩紀氏(トランスニュークリア)、月山俊尚氏、中野秀生氏(日立 GE) 、吉岡健太郎氏(東芝)

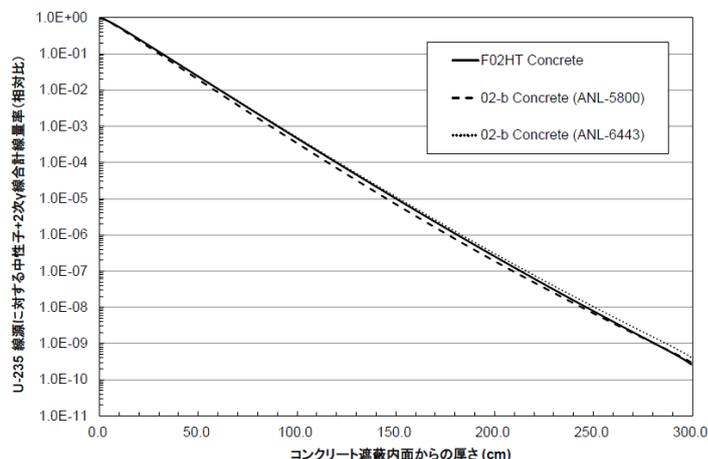


図-1 組成の差による線量率影響評価事例

Mikihiro Nakata¹, Tomohiro Ogata², Toshio Amano³, Kazuaki Kosako⁴, Kennichi Kimura⁵, Koichi Okuno⁶

¹MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd., ²Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., ³ ITOCHU Techno-Solutions Corporation, ⁴ Shimizu Corporation, ⁵ Fujita Corporation, ⁶ Hazama-Ando Corporation

簡易遮蔽解析コードレビューWGの2016年活動概要

(1) コード開発利用調査とアクションプラン

2016 Activity Summary on Simple Calculation Code Review WG for Radiation Shielding

(1) Survey on Code Use and Development, and WG Activity Plan

*平尾 好弘¹, 松田 規宏², 坂本 浩紀³, 河野 秀紀⁴, 大西 世紀¹, 延原 文祥⁵

¹海技研, ²原子力機構, ³トランスニュークリア, ⁴アトックス, ⁵東京ニュークリア・サービス

「簡易遮蔽解析コードレビューWG」の2016年活動の成果を報告する。簡易遮蔽計算の利用と開発に関して、アンケートと文献調査を行い、現場ニーズと関連発表の傾向を整理した。調査から浮かび上がった課題と従前からの課題に専門家のスクリーニングをかけて、WGのアクションプランを策定した。

キーワード：遮蔽解析、簡易計算、WG活動プラン、コード開発調査

1. 緒言

安全解析コードの国産化のための開発等に関する放射線工学部会の提言¹⁾を受けて、昨年12月に設立した「簡易遮蔽解析コードレビューWG」の2016年活動の成果について報告する。最初に、簡易遮蔽計算の開発と利用に関して、部会アンケートと最近の文献調査を実施し、利用場面・目的、デザイナーやエンジニアの現場ニーズ、関連発表の傾向等を整理した。調査から浮かび上がった課題、及び従前からの課題に専門家のスクリーニングをかけて、WGのアクションプランを策定した。

2. 遮へい簡易計算の利用と開発に係るアンケートと文献調査

遮へい簡易計算の利用と開発について、実務担当者の考えを聞き出すために次のアンケートをコーディネートした。1. これまでの利用経験、2. 新たに適用したい場面、3. 適用性を拡張したい所、4. 入出力支援のあり方、5. 適用範囲や使い方の教え方。部会のMLを通じてアンケートを実施した所、著者の他9名の方から回答を得た。簡易計算の得意な利用場面は、基本設計時ラピッドエンジニアリング、本質的に評価位置等の条件が多い問題、及び緊急時対応等即応性を要する場面であった。また、エラー回避を助けるプリポスト、データや結果のレポート、線源や体系モデリングといった機能拡充に加えて、従前より現実的な評価が求められるストリーミングや後方散乱問題への適用性に関する指摘がなされた。

福島事故より後に行われた学会大会(2012春～16春)及び遮蔽国際会議(ICRS-11及び12)他の発表から、直接間接を問わず、簡易計算に係るものを網羅的に拾い上げ、利用と開発の傾向を整理した。その結果、福島事故に関連して1. γ 線源・汚染分布から線量分布を評価(直接+透過線、スカイシャイン)、2. 1の逆推定、3. 1及び2を応用した作業員や公衆の被ばく最適化、のテーマで簡易計算の応用に適した報告が多数認められた。簡易計算は既にレガシー技術であるが、入出力の便利から詳細計算コードを応用したり、異なる組織で幾つも同様のプログラム開発を行ったり非効率さが目立つ。欧米ではプリポストを含む核となる部分は既に商用化され、ベンダーがV&Vやサポートを担い(RANKERN²⁾、MicroShield³⁾)、個別R&Dは殆どない。応用として、3に関連した統合ソフトの開発報告は幾つかあった(VISIPLAN⁴⁾等)。

3. WGアクションプラン

上記の調査をもとに検討した結果、6つのカテゴリに対して(ビルドアップ係数、壁等の後方散乱、ストリーミング、スカイシャイン、線源モデリング、ベンチマークと教育)総じて16のWGのアクション課題が特定された。既往研究の十分性を検討しながら、委員らのイニシアティブで取り組みを進めている。

参考文献 [1] 放射線工学部会、国産安全解析コード開発戦略検討報告書、平成26年11月。[2] RANKERN, Energy, Safety and Risk Consultants, UK. [3] MicroShield, Grove Software, US. [4] Visiplan, SCK-CEN, Belgium.

*Yoshihiro Hirao¹, Norihiro Matsuda², Hiroki Sakamoto³, Hidenori Kawano⁴, Seiki Ohnishi¹, Fumiyoshi Nobuhara⁵

¹NMRI, ²JAEA, ³TRANSNUCLEAR, LTD., ⁴ATOX CO., LTD., ⁵Tokyo Nuclear Services Co. LTD.

簡易遮蔽解析コードレビューWGの2016年活動概要 (2) 新しい点減衰核コードの開発課題とロードマップ

2016 Activity Summary on Simple Calculation Code Review WG for Radiation Shielding

(2) An Issue of the Code Development and a Roadmap towards a New Photon Point-kernel Code with Build-up Factors

*延原 文祥¹, 平尾 好弘², 松田 規宏³, 坂本 浩紀⁴, 坂本 幸夫⁵, 岩下 充成⁶, 吉岡 健太郎⁷

¹東京ニュークリア・サービス, ²海技研, ³原子力機構, ⁴トランスニュークリア, ⁵アトックス, ⁶IHI, ⁷東芝

新しい国産簡易遮蔽計算コードを開発し、QAD,G33の著作権問題を解決するとともに、我が国独自に展開させていくため、放射線工学部会員からのアンケート調査、特にメーカーやエンジニアからのニーズ、及び従前からの課題等を整理し、コード開発の課題を整理し、ロードマップ案を作成した。

キーワード： QAD, G33, 点減衰核積分コード, 遮蔽解析, 簡易遮蔽解析コード

1. 緒言

2007年12月に、ICRPは、1990年勧告に代わる2007年勧告(ICRP Pub.103)を公表し、近い将来、放射線障害防止法等の原子力関連法令において線量換算係数の改訂がなされる。放射線工学部会簡易遮蔽解析コードレビューWGでは、3次元体系のγ線透過減衰計算に広く用いられている点減衰核積分コードに対して、改訂係数を利用できる環境を整えるとともに、最新の知見と技術を反映した新しい点減衰核積分コード及びそれ以外の簡易遮蔽解析コードの開発と評価について検討を重ねている。今年度はアンケート・文献調査を通じて、点減衰核積分コード開発・改良のための要求仕様を整理した。以前に「国産安全解析コード開発戦略検討WG」の報告書¹⁾でまとめられた方針をベースにして、当該WGで提案された具体的なコードの要求仕様、及び今後これらの仕様を実現するためのロードマップ案について報告する。

2. 開発課題と仕様

2-1. 基本方針

1) ICRP Pub.103 取り入れに伴う ICRP Pub.116 の外部被ばくの線量換算係数で算出する線量を計算できる点減衰核積分コード(QAD²⁾,G33²⁾相当)を作成する。2) 国産開発コードの核心部分はオープンソースとし、今後の維持・改良が可能な形のライセンス形態にする。3) QAD-IE³⁾などで提案された技術の発展などを組み入れ、使いやすく、且つ今までの QAD ではできなかった種々機能の実現を目指す。4) 体系描画(プレ)や線量コンター結果描画(ポスト)開発についても開発課題に含める。

2-2. 新コードの仕様整理

本WGで提案された具体的な仕様の整理を行った。①計算コアプログラム、②新機能(適用範囲拡張)、③許認可向け、④データ更新(ライブラリ)、⑤プレ/ポスト開発などに大別される。

3. ロードマップ案

2で示した仕様実現に関してのロードマップ案を作成した。今後、具体的な仕様の検討や予算的な枠組み、開発経過のレビューも含め、本レビューWGでフォローしていきたい。

参考文献

1) 国産安全解析コード開発戦略検討報告書,平成26年11月.2) Y. Sakamoto, JAERI-M 90-110, 3)吉田至孝他,2006秋の年会 E57

*Fumiyoshi Nobuhara¹, Yoshihiro Hirao², Norihiro Matsuda³, Hiroki Sakamoto⁴, Yukio Sakamoto⁵, Mitsushige Iwashita⁶, Kentaro Yoshioka⁸ / ¹Tokyo Nuclear Services Co. LTD., ²NMRI, ³JAEA, ⁴TRANSNUCLEAR, LTD., ⁵ATOX CO., LTD., ⁶IHI Corporation, ⁷TOSHIBA CORPORATION

[3D10-13] Shielding Materials

Chair: Masahiro Taniguchi (TAISEI CORP.)

Wed. Mar 29, 2017 2:45 PM - 3:50 PM Room D (16-204 Building No.16)

- [3D10] Fabrication of the hardened bodies of boron carbide (B_4C) with geopolymer binder using a Warm press Method
*Kosuke Kubota¹ (1. Nagoya institute of technology)
2:45 PM - 3:00 PM
- [3D11] Comparison of a low-activation effect between B_4C -loaded concrete and epoxy resin board
*Seiichiro Tanaka¹, Koichi Okuno¹ (1. HAZAMA ANDO CORPORATION)
3:00 PM - 3:15 PM
- [3D12] Development of light and highly functional radiation-shielding cloth by using a silk glass technique
*yoko iwamiya¹, Kohmei Halada², Masayoshi Kawai³ (1. Chouetsu Glass Chemistry Laboratory, 2. SusDI, 3. KEK)
3:15 PM - 3:30 PM
- [3D13] Development of light and highly functional radiation-shielding cloth by using a silk glass technique
*Masayoshi Kawai^{1,2}, Yoko Iwamiya¹, Kohmei Harada³ (1. Choetsu Glass Chemistry Laboratory, 2. High Energy Accelerator Research Organization, 3. Sustainability Design Institute)
3:30 PM - 3:45 PM

ジオポリマーをバインダーとした中性子線遮蔽炭化ホウ素セラミックスの開発

Fabrication of the hardened bodies of boron carbide (B_4C)
with geopolymer binder using a Warm press Method

*久保田 康介¹, 橋本 忍¹, 安藤 耕太郎¹, 大幸 祐介¹,
本多 沢雄¹, 岩本 雄二¹, 辻 建二², 大山 正孝²

¹名古屋工業大学, ²中部電力(株)

ジオポリマーを無機バインダーとして使用し、ウォームプレス処理を行うことで難焼結性の B_4C (炭化ホウ素)セラミックス粉体を固化し、中性子遮蔽材料としての利用を検討した。

キーワード : B_4C , 無機バインダー, ジオポリマー, 無焼成, ウォームプレス

1. 緒言

廃炉作業用ロボットの半導体部品は中性子が照射されると特性劣化を引き起こすことが報告されている[1]。この作業用ロボットの半導体回路を中性子線から守るべく中性子遮蔽材の開発を試みた。材料は B^{10} を多く含有する B_4C に着目した。通常 B_4C の焼結は $2000^{\circ}C$ 以上の温度で同時に加圧する必要がある[2]。そこで新たにジオポリマー[3]をバインダーとして使用し、ウォームプレス[4]と呼ばれる $300^{\circ}C$ 以下の加熱と $300MPa$ 以下の加圧を同時に行う手法を用いて B_4C 固化体の作製を検討した。この方法を用いれば金型の形状を工夫することで任意の形状の固化体を作製できる利点がある。

2. 実験

フライアッシュと水酸化ナトリウム水溶液を混合してスラリーとし、そのスラリーを乾燥してジオポリマー固化体を得た。得られたジオポリマー固化体を粉砕したジオポリマー粉体と B_4C 粉体を任意の割合に混合し、それを金型に充填してウォームプレス処理を行うことで B_4C 含有固化体を作製した。ウォームプレスの条件として加圧は $200 MPa$ の一定とし、加熱温度、保持時間を変化させた。得られた固化体の密度変化及び圧縮強度を測定した。最後に住重試験検査(株)で中性子遮蔽試験を行った。

3. 結果と考察

Fig.1に出発混合粉体中の B_4C の含有量とウォームプレス ($280^{\circ}C$, 60分)後に得られた B_4C 固化体の圧縮強度の関係を示した。 B_4C の増加に伴って圧縮強度は低下した。Fig.2に B_4C の含有量と中性子透過率の結果を示した。 B_4C の増加に伴って中性子透過率は大きく低下した。即ち遮蔽性能は向上した。 B_4C を 25% 含有させた固化体は高い圧縮強度を維持し、十分な中性子遮蔽性を有すると考えられる。

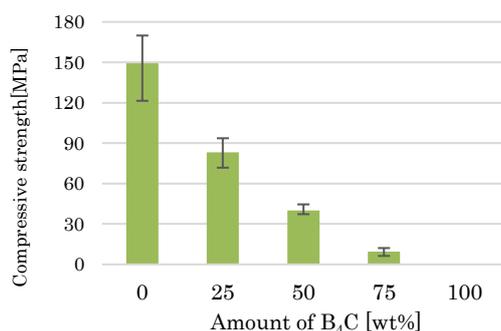


Fig.1 Relationship between the amount of B_4C and compressive strength of the B_4C hardened body.

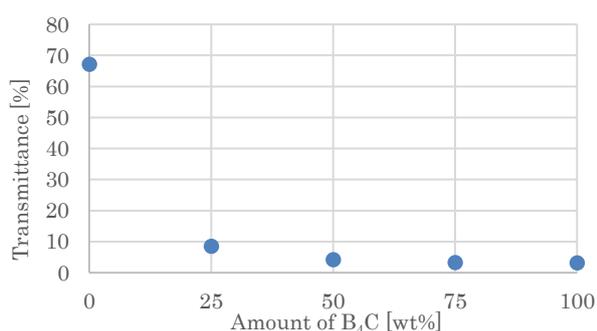


Fig.2 Relationship between the amount of B_4C and its transmittance of neutron irradiation.

参考文献

[1]Shiori. Sekiko.et.all,J.Plasma Fusion Res,Vol.84 (2008) p258 - 268.

[2]The Ceramics Society of Japan. (2002) p114,115and1578, *Handbook of Ceramics engineering*.

[3]Joseph Davidovits (2011)*Geopolyme Chemistry and Application,Flance,Institut Geopolymer*.

*Kosuke Kubota¹, Shinobu Hashimoto¹, Kotaro Ando¹, Yusuke Daikou¹, Takuo Honda¹, Yuji Iwamoto¹, Kenji Tsuji², Masataka Ooyama²

¹Nagoya Institute of Technology, ²Chubu Electric Power Co., Inc.

B₄C 入りコンクリートと B₄C 樹脂板による放射化抑制効果の比較

Comparison of a low-activation effect between B₄C-loaded concrete and epoxy resin board

* 田中 聖一朗¹, 奥野 功一¹

¹ 安藤ハザマ

放射線利用施設におけるコンクリートの低放射化手法の一つに、コンクリートに中性子吸収材である B₄C (炭化ホウ素) を混入する方法があるが、骨材が特殊になるため現場打設が難しいなどの問題がある。本研究では、B₄C 入りコンクリートを用いた場合と、普通コンクリートに B₄C 樹脂板を組み合わせた場合とでコンクリートの放射化量の比較を行い、コンクリートの放射化抑制手法の検討を行った。

キーワード：放射線利用施設，放射化，熱中性子，B₄C (炭化ホウ素)，コンクリート

1. 緒言

コンクリートの低放射化手法として代表的なものに、(1) コンクリート中に中性子吸収材を入れて放射化に起因する主要核種の誘導放射能を減らす方法と、(2) コンクリートに入射する中性子量を低減する方法などがある¹⁾。本研究では、B₄C 入りコンクリートと B₄C 樹脂板の放射化抑制効果を比較し、加速器施設などの放射線利用施設におけるコンクリートの最適な放射化抑制手法について検討を行った。

2. 放射化試験

2-1. 試験方法

(1) 普通コンクリート試料+B₄C 樹脂板と (2) B₄C を 3% 含有したコンクリート試料、(3) 普通コンクリート試料のみ、の 3 種類の試験体を作成し、加速器中性子源を用いて中性子照射試験を行った。中性子照射後、Ge 半導体検出器を用いて放射化した各コンクリート試料から放出される γ 線のエネルギースペクトルの測定を行った。取得したスペクトルの解析を行い、各コンクリート試料に生成した短半減期核種である ²⁴Na (半減期：14.96 時間) と ⁵⁶Mn (半減期：2.579 時間) の生成量の定量及び比較を行った。

2-2. 試験結果

図 1 に各コンクリート試料に生成した ²⁴Na と ⁵⁶Mn の放射能濃度を比較したものを示す。普通コンクリートと B₄C 樹脂板の組み合わせでは、普通コンクリートのみの場合と比較して、²⁴Na の生成量で 1/22, ⁵⁶Mn の生成量で 1/18 に低減されたのに対して、B₄C 入りコンクリートの場合では、²⁴Na の生成量で 1/1.23, ⁵⁶Mn の生成量で 1/1.27 の低減効果にとどまった。

3. 結論

放射化試験の結果、B₄C 樹脂板によるコンクリートの放射化抑制効果が非常に大きいことが解った。中性子が多く発生する加速器施設等では建設コストとの兼ね合いもあるが、コンクリートの放射化対策として B₄C 樹脂板を用いた放射化抑制手法が望ましいと考えられる。今後は、骨材分布の不均一性による影響や長半減期核種に対しても検討を行っていく予定である。

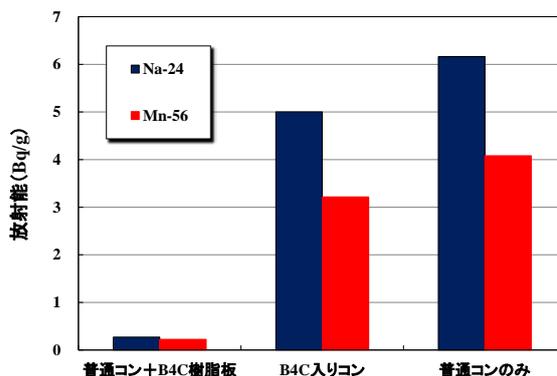


図 1. 各試料に生成した ²⁴Na と ⁵⁶Mn の比較

参考文献

[1] 「遮蔽ハンドブック」研究専門委員会：放射線遮蔽ハンドブック－基礎編－, p.336, 2015

* Seiichiro Tanaka¹, Koichi Okuno¹

¹ Hazama Ando Cop.

シルクガラス技術による軽くて機能性に富んだ放射線遮蔽布の開発

(1) 新遮蔽材料開発と応用

Development of light and highly functional radiation-shielding cloth by using a silk glass technique

(1) New shielding material development and its applications

*岩宮 陽子¹, 原田 幸明², 川合 将義^{1,3}

¹ 超越ガラス化研, ² SusDI, ³ KEK

伝統の水引改質で培ったシルクガラス技術を基に、放射線遮蔽性能の高いタングステン粉体を含む超越ガラス液剤を塗った布地を加熱処理して繊維に結合させることで、非鉛の安全性の高い遮蔽布ができた。さらに縮緬加工してより運動性が優れた高機能の放射線遮蔽防護服等、遮蔽材として実用化の道を拓いた。

キーワード：放射線遮蔽、シルクガラス、ゾル-ゲル法、タングステン、布、縮緬加工、遮蔽防護服

1. 緒言

2011年の5月福島市内の路塵が舞う路頭で放射線を恐れる親子連れの様子を見て、日本の水引改質で培ったシルクガラス技術を利用した放射線防護服の開発を思い立ち、実現化した。

2. 新遮蔽材の開発と防護服の製造

製法 シルクガラス技術は、ゾル-ゲル法¹⁾に基づくガラス質の要素反応技術であり、用途に合わせて組み合わせた有機材と無基材の双方への結合性が優れている。今回、放射線遮蔽力の強いタングステン粉体を含む超越ガラス液剤を布地に塗り加熱処理して繊維に結合させることで安定した遮蔽布を作った。形成されたガラス質の分子構造は、運動の自由度を持ち、普通のガラスに比べて柔らかである。さらに縮緬加工することで、布の柔軟性と遮蔽特性を向上できた。

遮蔽布の基本的な性質 この布は強さに優れ、防水性と撥水性に加えて優れた柔軟性を持ち、難燃性も併せ持つ。普通の布と同様、用途にあわせた大きさに切り取り、ミシンで縫製する事が可能である。また、手でも簡単に折り曲げられる。材料の基本的な性状を測定した。(1) 0.36mm厚のシートの重量は930g/m²で、かさ密度は2.58 g/cm³とアルミ並みである。(2) 引っぱり強度は、縦方向71.2 kgf、横方向44.7 kgfで、(3) 伸び率は、縦方向26.0%、横方向21.8、(4) 摩耗強さもA-1法で870回、A-3法で縦、横方向各117回、122回であった。(5) 燃やしても有害物質は発生しない。(6) 食品衛生法20号試験で安全性が確認できた。



図1 遮蔽防護服

遮蔽防護服の製作 縮緬加工した布地3枚を重ねて図1に示す遮蔽防護服を製作した。これは、胴体と手足を覆う繋ぎ服状、重さは10.5kg、従来の鉛製の防護服の半分で、着脱性と運動性に非常に優れている。

3. 結論

応用には、目的の遮蔽防護服とともに、布地の持つ特性である形状の自由度や加工性を利用して、丸めたり、思うがままに複雑形状部遮蔽や広面積の遮蔽に利用できる。敷設も取り外しも容易である。

謝辞 遮蔽布の応用については、佳インターナショナル、平岡織染(株)、NCTに協力頂いた。

参考文献 [1] 作花 濟夫、ゾル-ゲル法の科学—機能性ガラスおよびセラミックスの低温合成、アグネ承風社

Yoko IWAMIYA¹, Kohmei HALADA² and Masayoshi KAWAI^{1,3}

¹ Choetsu Glass Chemistry Lab., ² Sustainable Design Index and ³ High Energy Accelerator Research Organization

シルクガラス技術による軽くて機能性に富んだ放射線遮蔽布の開発

(2) 新遮蔽材の遮蔽特性の測定

Development of light and highly functional radiation-shielding cloth by using a silk glass technique

(2) Measurement of shielding property of new shielding material s

*川合 将義^{1,2}, 岩宮 陽子¹, 原田 幸明³

¹ 超越ガラス化研, ² KEK, ³ SusDI

タングステン粉体分散混合の超越ガラス液剤を塗布し、加工して開発した新遮蔽布の遮蔽性能を測定した。セシウム 137 のガンマ線と X 線の半価厚みについて等価重量あたりではほぼ鉛相当の値が、縮緬加工した布地の遮蔽率がフラット材料の数 10% 良い値が得られ、軽くて運動性に富む放射線遮蔽防護服が試作できた。

キーワード：放射線遮蔽、タングステン、シルクガラス、布、ガンマ線、X 線、鉛、1/10 厚み、遮蔽率

1. 緒言

放射線防護用のシートや衣服用にシルクガラス技術を用いてタングステン付加超越遮蔽布を開発した。密度はアルミニウム並みである。ポリエステル製の布地を基としており、普通の布のように折り曲げたり、切ったり、縫製して衣服等に仕上げることが可能である。布は厚みがないために、ある程度の遮蔽効果を得るためには枚数重ねることが必要である。しかし、ぐるぐる巻きにしたら布の可動性が損なわれる。そのため日本の伝統的な縮緬加工を施した。このことにより、多重な遮蔽層ができる。今回、この縮緬加工布を使って防護服を作成し、素材の布とともに放射線の遮蔽特性を測定した。

2. 遮蔽性能の測定

2-1. シート及び縮緬加工材の性能測定

都立産業技術センターでタングステン付加超越遮蔽布の遮蔽性能を測定した。100keV の X 線に対する一桁減衰厚は 0.33mm が得られた。この厚さの布の重さを等価の鉛板の重さと比較すると約 10% 重いだけである。また、セシウム

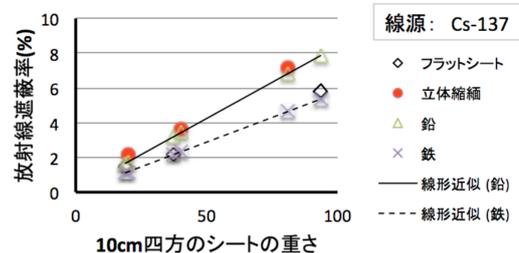


図1 フラット材と縮緬加工材の比較

137 に対する遮蔽性能を図 1 に示す。縮緬加工材は、フラット材より優れて、鉛相当¹⁾の遮蔽能力があることが分かる。縮緬加工材で、放射線が布を斜めに通り、透過距離が伸びてより多く減衰されるためである。

2-2. 遮蔽防護服の測定

縮緬加工布 3 枚を使って制作した防護服を正面と背面の胸部と腹部、下腹部等に電離箱を付けたマネキン人形に着せて、名古屋大学のコバルト 60 照射室の散乱 γ 線場で遮蔽効果を測定した。結果は以下の通り。

正面 3 点： 34.8%、 側面 2 点： 51.8%、 背面 3 点： 39.8%

全身 8 点の平均は 42.1% である。正面の遮蔽率が低いのは、胸部高エネルギー成分が多いためと思われる。

3. 結論

防護服の遮蔽率 42% は、放射線作業時間を約 2 倍にできる効果を持っていると言える。今回制作した防護服は 10.5kg と、従来品に比べて半分の重さで、また、運動性に優れており、実用性は高いと考えられる。

参考文献[1] NCRP 49, Structural Shielding Design and Evaluation for Medical Use of X-Rays and Gamma-Rays up to 10 MeV.(1976)

Masayoshi KAWAI^{1,2}, Yoko IWAMIYA¹ and Kohmei HALADA³

¹ Choetsu Glass Chemistry Lab., ² High Energy Accelerator Research Organization and ³ Sustainable Design Index

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

[3E01-04] Minor actinide nuclear data 1

Chair: Satoshi Chiba (Tokyo Tech)

Wed. Mar 29, 2017 9:50 AM - 10:55 AM Room E (16-205 Building No.16)

[3E01] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

*Hideo Harada¹, Osamu Iwamoto¹, Masayuki Igashira², Tatsuya Katabuchi², Jun-ichi Hori³,
Others 14^{1,3} (1. JAEA, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Kyoto University)

9:50 AM - 10:05 AM

[3E02] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

*taro nakao¹, kazushi terada¹, atsushi kimura¹, syoji nakamura¹, osamu iwamoto¹, hideo harada¹
, masayuki igashira², tatsuya katabuchi², jun-ichi hori³ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2.
Tokyo Institute of Technology, 3. Kyoto University Research Reactor Institute)

10:05 AM - 10:20 AM

[3E03] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

Kazushi Terada¹, Taro Nakao¹, Atsushi Kimura¹, *Shoji Nakamura¹, Kazushito Mizuyama¹,
Nobuyuki Iwamoto¹, Osamu Iwamoto¹, Hideo Harada¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:20 AM - 10:35 AM

[3E04] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

*Atsushi Kimura¹, Shoji Nakamura¹, Kazushi Terada¹, Taro Nakao¹, Hideo Harada¹, Tatsuya
Katabuchi², Masayuki Igashira², Satoshi Fukutani³, Fujii Toshiyuki³, Jun-ichi Hori³ (1. Japan
Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. Kyoto University)

10:35 AM - 10:50 AM

マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発

(1) AIMAC プロジェクトにおける研究成果のまとめ

R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

(1) A summary of progress in the AIMAC project

*原田 秀郎¹, 岩本 修¹, 岩本 信之¹, 木村 敦¹, 寺田 和司¹, 中尾 太郎¹, 中村詔司¹,
水山 一仁¹, 井頭 政之², 片渕 竜也², 佐野 忠史³, 芝原 雄司³, 高橋 佳之³,
高宮 幸一³, 卞 哲浩³, 福谷 哲³, 藤井 俊行³⁺, 堀 順一³, 八島 浩³

¹原子力機構, ²東京工業大学, ³京都大学 (⁺現所属 大阪大学)

マイナーアクチニド核種等に対する中性子捕獲断面積の高精度化研究開発を、微分測定、積分測定、放射化学、核データ評価の英知を結集し、原子力システム研究開発事業として実施した。本事業により得られた研究成果とその意義について概説する。

キーワード: マイナーアクチニド, 放射性核種, 核変換, 核データ, 中性子捕獲断面積, 高精度化

1. 緒言

放射性廃棄物の環境負荷低減技術として期待される核変換技術の基礎・基盤データとして、中性子核データの精度向上が求められている。特に測定が難しいため、現在でも不確定さが大きいマイナーアクチニド (MA) 核種に対する中性子捕獲断面積の精度向上が最重要課題の一つである。本課題を解決するため、微分測定、積分測定、放射化学、核データ評価の英知を結集した高精度化研究を、原子力システム研究開発事業「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」(英語名: Research and development for Accuracy Improvement of neutron nuclear data on Minor Actinides (愛称 AIMAC))として、平成 25 年 10 月より 3 年半に渡り実施した。本事業により得られた研究成果とその意義を概説する。

2. 研究開発成果

高精度化を達成するために以下 5 つの研究項目を設定し、J-PARC MLF の中性子核反応装置 ANNRI や京大炉ライナック施設を活用して研究開発を進めた。

項目①「中性子捕獲断面積の高精度化」では、可変中性子スペクトル場を構築し、積分データの測定を可能とするとともに、断面積の導出に用いる崩壊ガンマ線の放出率を高精度で決定した。項目②「TOF 測定に用いるサンプル量の高精度決定」では、ガンマ線分光法や熱量測定法という独立した非破壊定量技術を開発し、密封 MA サンプルの高精度定量を可能とした。項目③「共鳴パラメータの決定」では、ANNRI 等を活用して微分断面積を導出し、熱～共鳴領域の断面積を高精度化した。項目④「測定エネルギー範囲の高速中性子領域への拡張」では、ANNRI の NaI スペクトロメータを適用し、断面積の測定範囲を、従来の約 100keV から約 800keV に拡張した。項目⑤「高品質評価」では、①～④の研究成果を反映するとともに、系統誤差要因の系統的補正や総合的評価手法を開発して断面積及び不確定さの評価を実施した。

本報告では、上述に代表される複数の核データ高精度化技術の相互関連と核データ高精度化への役割、及び波及効果について概説する。なお、各研究開発は、本シリーズ発表の(2)～(8)で詳述される。本報告は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業として国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成 26～28 年度「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の成果である。

*Hideo Harada¹, Osamu Iwamoto¹, Nobuyuki Iwamoto¹, Atsushi Kimura¹, Kazushi Terada¹, Taro Nakao¹, Shoji Nakamura¹, Kazuhito Mizuyama¹, Masayuki Igashira², Tatsuya Katabuchi², Tadafumi Sano³, Yuji Shibahara³, Yoshiyuki Takahashi³, Koichi Takamiya³, Cheol Ho Pyeon³, Satoshi Fukutani³, Toshiyuki Fujii³⁺, Jun-ichi Hori³, and Hiroshi Yashima³

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Tokyo Institute of Technology, ³Kyoto University (⁺Current Affiliation: Osaka University)

マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発

(2) カロリメータによる高精度放射性サンプル定量技術

R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

(2) Technical developments for accurate determination of amount of radioactive samples using micro-calorimeter

*中尾 太郎¹, 寺田 和司¹, 木村 敦¹, 中村 詔司¹, 岩本 修¹, 原田 秀郎¹,
井頭 政之², 片渕 竜也², 堀 順一³

¹日本原子力研究開発機構 ²東京工業大学 ³京都大学

原子力システム研究開発事業「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の一環として、熱量測定による放射性サンプル量の正確な定量について報告を行う。

キーワード：放射能高精度決定，熱量測定

1. 背景

加速器を用いた反応断面積測定において、標的となるサンプルの絶対量の精度は断面積測定の精度に直接影響する重要なものである。しかしながらサンプルが放射性物質の場合密封性が保持されることが求められるため、サンプル作成後に非破壊で定量する手法が限定される。

α 崩壊する核種の場合 Q 値は典型的に 5MeV 程度であり、崩壊熱としておよそ 1mW/GBq の関係が成り立つ。そのため、 μW の精度で熱量測定を行えば GBq サンプルの崩壊熱が 0.1% 程度で決定できる。 Q 値と崩壊確率が精度よく決定されている核に限定すれば、崩壊熱測定でサンプル量が高精度に決定できる。以上の背景から、 $^{241,243}\text{Am}$ のサンプル量を熱量測定により高精度に決定する目的で、TA インストルメント社製マイクロカロリメータ TAM IV を導入し測定の技術開発を行った。

2. 測定・解析

^{241}Am 密封サンプルは 950MBq および 480MBq の二種類、 ^{243}Am 密封サンプルは 240MBq 、 120MBq 、 60MBq の三種類(すべて公称値)が用意され、熱量測定により 0.2% 以上の高精度で発熱量を決定した。

崩壊熱の直接測定は不純物からの発熱を区別できず、また測定領域外での発熱が測定できないというデメリットがある。不純物発熱の補正のために、封入前のサンプルと同じ同位体組成の溶液から作成した α 線源のスペクトル解析を行い、不純物の定量を行った。さらに測定領域外での熱量漏れ補正のために、 γ 線の影響を GEANT4 を用いたモンテカルロシミュレーションにより、 β 崩壊に伴うニュートリノの影響を β 崩壊理論モデルに基づき見積もった。報告ではさらに、Ge 検出器を用いた崩壊 γ 線測定による定量結果との比較、およびマイクロカロリメータ自体の較正についても述べる。

本報告は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度の「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の成果である。

*Taro Nakao¹, Kazushi Terada¹, Atsushi Kimura¹, Shoji Nakamura¹, Osamu Iwamoto¹, Hideo Harada¹, Masayuki Igashira¹, Tatsuya Katabuchi¹, Jun-ichi Hori¹

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Tokyo Institute of Technology, ³Kyoto University Research Reactor Institute

マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発 (3) J-PARC ANNRI を用いた ^{241}Am 中性子捕獲断面積の測定

R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

(3) Measurements of neutron capture cross sections of ^{241}Am with ANNRI at J-PARC

寺田 和司¹, 中尾 太郎¹, 木村 敦¹, *中村 詔司¹, 水山 一仁¹, 岩本 信之¹,
岩本 修¹, 原田 秀郎¹

¹ 日本原子力研究開発機構

J-PARC ANNRI の Ge スペクトロメータを用いて飛行時間法により ^{241}Am の中性子捕獲断面積を測定した。10 meV から 100 eV の中性子エネルギー領域に対する断面積を導出し、評価値や過去の測定値と比較した。

キーワード：中性子捕獲断面積, Am-241, 飛行時間法, J-PARC, ANNRI

1. 緒言

長半減期 (432.6 年) の ^{241}Am は重要な核変換対象核種の一つである。核変換処理システムの設計において ^{241}Am の中性子捕獲断面積データは現状より 2 倍以上の高精度化が求められており、その中性子捕獲断面積の精密測定は核変換処理のための基礎データ整備において大きな価値がある。そこで、J-PARC ANNRI の Ge スペクトロメータを用いて ^{241}Am の中性子捕獲断面積測定を行った。

2. 実験・結果

^{241}Am 試料は $^{241}\text{AmO}_2$ 粉末をペレット状に圧縮成形してアルミケースに密封してあり、その放射能はカロリーメータを用いた測定から 957.4 ± 0.5 MBq である。実験では中性子飛行距離 21.5 m に設置された Ge スペクトロメータを用い、 ^{241}Am 試料から放出された中性子捕獲 γ 線を測定した。バックグラウンド評価のために、 ^{241}Am 試料のダミーケースの測定、試料なしの測定、 ^{208}Pb 中性子散乱体の測定を行った。また、捕獲断面積標準となる ^{197}Au 試料と中性子スペクトルを得るために ^{10}B 試料の測定もそれぞれ行った。解析では波高重み法を適用し、 ^{197}Au 試料との相対測定として、 ^{241}Am の熱中性子捕獲断面積 707 ± 32 b を得た。図 1 は得られた結果と JENDL-4.0 の評価値を示している。本発表では得られた結果について報告し、評価値や過去の測定値との比較及び議論を行う。

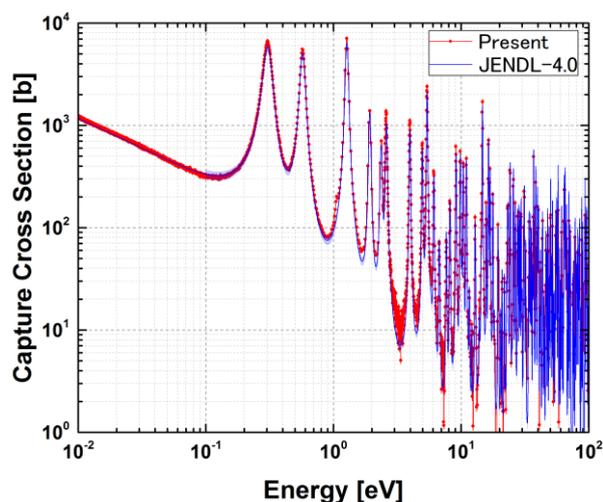


図 1. 得られた結果と JENDL-4.0 評価値の比較

本報告は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成 28 年度の「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の成果である。

Kazushi Terada¹, Taro Nakao¹, Atsushi Kimura¹, *Shoji Nakamura¹, Kazuhito Mizuyama¹, Nobuyuki Iwamoto¹, Osamu Iwamoto¹,
Hideo Harada¹

¹ Japan Atomic Energy Agency

マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発

(4) J-PARC ANNRI を用いた ^{243}Am の中性子捕獲断面積及び全中性子断面積の測定

R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

(4) Measurements of neutron capture and total cross sections of ^{243}Am with ANNRI at J-PARC

*木村敦¹, 中村詔司¹, 寺田和司¹, 中尾太郎¹, 原田秀郎¹, 片渕竜也², 井頭政之²,
高宮幸一³, 福谷哲³, 藤井俊行^{3†}, 芝原雄司³, 堀順一³

原子カシステム研究開発事業「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の一環として、J-PARC ANNRI において、 ^{243}Am の中性子捕獲断面積及び全中性子断面積の両方を TOF 法により高精度に測定し、過去の実験値や評価済みデータとの比較を行った。

キーワード : J-PARC, ANNRI, ^{243}Am , 中性子捕獲断面積, 全中性子断面積

1. 緒言 ^{243}Am は重要なマイナーアクチニド核種の一つであり、高速炉や加速器駆動型システムに代表される核変換システムの設計において、誤差を半減させることが求められている。そこで本研究では、複数の ^{243}Am 試料を様々な手法で高精度に決定することで誤差の主因となる系統誤差を低減し、 ^{243}Am の中性子捕獲断面積及び全中性子断面積を中性子飛行時間法で高精度に測定した。

2. 実験方法・結果 断面積の測定には面密度 2.6×10^{19} 、 6.6×10^{19} 、 1.18×10^{20} 個/cm² (放射能 66.3、154、278MBq) の 3 種類の ^{243}Am 試料を準備した。放射能は崩壊ガンマ線測定及びカロリメータによる測定から、同位体比は表面電離型質量分析計の測定から高精度に決定した。中性子捕獲断面積の測定には Ge スペクトロメータを用い、全中性子断面積の測定には Li-Glass 検出器を用いた。中性子捕獲断面積測定においては、断面積の大きい第 3 共鳴で 278MBq の試料と 66.3MBq の試料で測定された γ 線の強度比を取ることで、大きな誤差要因となる中性子束や検出効率をキャンセルさせ絶対値を導出する手法を適用した[1]。導出した断面積で全体の規格化を行い、10meV~100eV の範囲で測定結果を得た。中性子捕獲断面積の測定結果を JENDL-4.0 の評価値と比較したものを図 1 示す。本発表では中性子捕獲断面積、全断面積の測定結果を報告するとともに、評価値や過去の測定値との比較及び議論を行う。

本報告は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業による委託業務として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成 27 年度及び平成 28 年度「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の成果である。

参考文献

[1]木村 敦他、「J-PARC/MLF/ANNRI NaI(Tl)スペクトロメータを用いた Gd-155,157 の中性子捕獲断面積の測定」日本原子力学会秋の大会 O-03

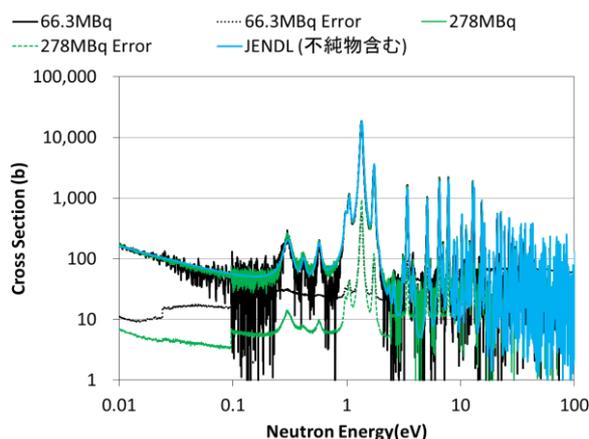


図 1 測定により得られた中性子捕獲断面積を JENDL-4.0 の評価値と比較したものの。

* Atsushi Kimura¹, Shoji Nakamura¹, Kazushi Terada¹, Taro Nakao¹, Hideo Harada, Tatsuya Katabuchi², Masayuki Igashira², Koichi Takamiya³, Satoshi Fukutani³, Toshiyuki Fujii^{3†}, Yuji Shibahara³, Jun-ichi Hori³

¹ Japan Atomic Energy Agency, ² Tokyo Institute of Technology, ³ Kyoto University,

[†] Present affiliation: Osaka University

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

[3E05-08] Minor actinide nuclear data 2

Chair: Yukinobu Watanabe (Kyushu Univ.)

Wed. Mar 29, 2017 10:55 AM - 12:00 PM Room E (16-205 Building No.16)

[3E05] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

*Yoshiyuki Takahashi¹, Jun-ichi Hori¹, Tadafumi Sano¹, Hiroshi Yashima¹, Shoji Nakamura², Hideo Harada² (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. Japan Atomic Energy Agency)

10:55 AM - 11:10 AM

[3E06] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

*Jun-ichi Hori¹, Hiroshi Yashima¹, Tadafumi Sano¹, Yoshiyuki Takahashi¹, Hideo Harada² (1. Kyoto Univ., 2. JAEA)

11:10 AM - 11:25 AM

[3E07] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

*Tatsuya Katabuchi¹, Masayuki Igashira¹, Kazushi Terada², Atsushi Kimura², Shoji Nakamura², Taro Nakao², Osamu Iwamoto², Nobuyuki Iwamoto², Hideo Harada², Jun-ichi Hori³ (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Kyoto University)

11:25 AM - 11:40 AM

[3E08] R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

*Nobuyuki Iwamoto¹, Kazuhito Mizuyama¹, Osamu Iwamoto¹ (1. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM

マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発 (5) 京大炉ライナックを用いた放射化法による MA の捕獲断面積測定

R&D for Accuracy Improvement of Neutron Nuclear Data on Minor Actinides

(5) Measurement of Neutron Capture Cross Section of MAs by Activation Method at KURRI-LINAC

*高橋 佳之¹, 堀 順一¹, 佐野 忠史¹, 八島 浩¹, 中村 詔司², 原田 秀郎²

¹京都大学原子炉実験所, ²日本原子力研究開発機構

原子力システム研究開発事業「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の一環として、京大炉ライナックにおいて、可変中性子スペクトル場を構築し、放射化法によるマイナーアクチニドの中性子捕獲断面積測定を行った。

キーワード：捕獲断面積，放射化法，マイナーアクチニド，京大炉ライナック

1. 緒言

マイナーアクチニド (MA) を中心とする放射性廃棄物低減技術のために、放射性核種の核データの精度向上が求められている。本研究は、「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の一環として、MA 核種の熱中性子捕獲断面積の高精度化を目指し、放射化法による MA の捕獲断面積測定を行った。放射化法に適用するための可変中性子スペクトル場を京大炉ライナックに構築し、Time-of-flight (TOF) 法により中性子スペクトルを導出した。本中性子場を適用し、放射化で生成させた核種の量をγ線分光法やα線分光法を適用して測定し、Np-237 等の熱中性子捕獲断面積を測定した。

2. 実験・解析

Np-237 等の照射サンプルは、京大炉ライナックのターゲット室において照射した。中性子束の決定には、Au や Co 箔を用いた。可変中性子場の構築では、軽水モデレータに混ぜるホウ酸水量を変化させることによって、異なる中性子場を生成し、放射化実験に適用するとともに、TOF 測定により中性子スペクトルを決定した。図 1 に TOF 測定で得られた各中性子場での中性子スペクトルを示す。熱外中性子領域では、それぞれの条件において中性子束の違いは見られないが、熱中性子領域においては各条件において中性子束に明らかな違いを確認することができた。本解析では、様々な硬さの中性子スペクトルと核データライブラリから MA と Au の捕獲反応率を計算し、測定した放射化量と比較した。本講演では、開発した中性子場の特徴、結果と得られた断面積、誤差評価等について議論を行う。

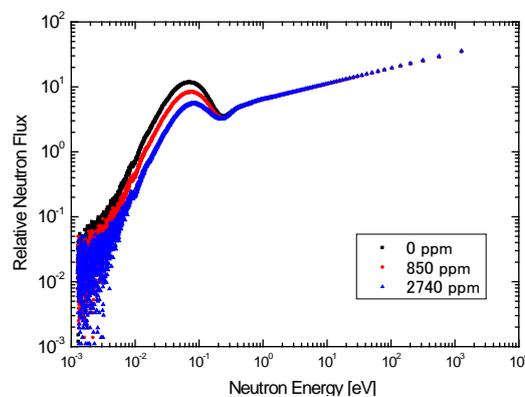


図 1 TOF 測定によって得られた
中性子スペクトル

本報告は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成 27、28 年度の「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の成果である。

*Yoshiyuki Takahashi¹, Jun-ichi Hori¹, Tadafumi Sano¹, Hiroshi Yashima¹, Shoji Nakamura² and Hideo Harada²

¹Kyoto University Research Reactor Institute, ²Japan Atomic Energy Agency

マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係わる研究開発 (6) 京大炉ライナックを用いた TOF 法による ^{237}Np 中性子捕獲断面積 及び全中性子断面積の測定

R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

(6) Measurements of neutron capture and total cross sections of ^{237}Np by TOF method at KURRI-LINAC

*堀 順一¹, 八島 浩¹, 佐野 忠史¹, 高橋 佳之¹, 原田 秀郎²

¹京都大学 ²日本原子力研究開発機構

原子力システム研究開発事業「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の一環として、京大炉ライナックを用いて TOF 法による ^{237}Np の中性子捕獲断面積及び全断面積測定を行った。

キーワード：中性子捕獲断面積、全断面積、TOF 法、 ^{237}Np 、京大炉ライナック

1. 諸言

^{237}Np は核変換処理システムを設計する上で高精度の中性子核データが要求されているマイナーアクチニド(MA)の一つである。その重要性から ^{237}Np は他の MA 核種に比べて比較的多数の実験値が報告されているものの、既存の核データの精度は必要とされる精度に比べて 2 倍程度悪いのが現状である。そこで本研究では、共鳴パラメータの決定精度を向上させるために、中性子捕獲断面積と全中性子断面積を組み合わせた測定を行った。

2. 測定・解析

測定試料には、厚さの異なる 3 種類の ^{237}Np 密封サンプル（公称放射能：26, 5.2, 1 MBq）を用いた。捕獲ガンマ線は、サンプルを取り囲むように配置された 12 台の BGO 検出器から成る全吸収型ガンマ線検出器によって測定した。透過中性子は、サンプルより下流側に設置された ^6Li -glass 検出器 (GS20) によって測定した。パルス中性子源には京大炉電子ライナックの光中性子源を用いた。中性子飛行距離は約 10m とした。電子ライナックのビーム条件は、電子エネルギー約 30MeV、パルス幅 100ns、繰り返し周波数は 300Hz 又は 50Hz とした。周波数を 300Hz とした測定では、低エネルギー中性子のオーバーラップを防ぐために、中性子飛行管の途中に厚さ 0.5mm のカドミウム板を設置した。

中性子捕獲断面積測定では、Np サンプルを用いた測定の他に、 $^{10}\text{B}(n,\alpha\gamma)$ 反応を標準とした中性子束測定、空の容器（ダミーケース）や散乱体を用いたバックグラウンド測定を行った。全断面積測定では、Np サンプル、ダミーケースに対する透過中性子測定を行うとともに、ビーム上流に共鳴フィルターを置いた測定も行った。透過中性子 TOF スペクトル中の時間依存バックグラウンド決定には、中性子成分を含まない高エネルギーガンマ線のコンプトン成分を利用した新たな評価手法を適用した。本手法で決定した時間依存バックグラウンドは、従前の方法（ノッチフィルター法）による共鳴エネルギーでのバックグラウンド値を再現することを確認した。得られた断面積を、過去の実験値及び評価値と比較・議論する。

本報告は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成 27, 28 年度の「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の成果である。

*Jun-ichi HORI¹, Hiroshi YASHIMA¹, Tadafumi SANO¹, Yoshiyuki TAKAHASHI¹, Hideo HARADA²

¹Kyoto University, ²Japan Atomic Energy Agency

マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発 (7) J-PARC ANNRI を用いた高速中性子捕獲断面積の測定

R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

(7) Measurements of neutron capture cross sections in
fast neutron energy region with ANNRI at J-PARC

*片渕 竜也¹, 井頭 政之¹, 寺田 和司², 木村 敦², 中村 詔司²,
中尾 太郎², 岩本 修², 岩本 信之², 原田 秀郎², 堀 順一³

¹東京工業大学, ²日本原子力研究開発機構, ³京都大学

原子力システム研究開発事業「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の一環として、J-PARC ANNRI において NaI(Tl)検出器を用いた中性子捕獲断面積の測定を行っている。特に高速中性子領域での測定に力を注いでおり、長寿命核分裂生成物やマイナーアクチニドの測定を行った。

キーワード : J-PARC、ANNRI、中性子捕獲断面積、NaI(Tl)検出器、長寿命核分裂生成物、マイナーアクチニド

1. 緒言

核廃棄物中の長寿命核分裂生成物及びマイナーアクチニドの高速中性子エネルギー領域の中性子核データは核変換処理システムを設計するにあたって重要である。本研究においては、原子力システム研究開発事業「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の一環として、高速中性子領域の中性子捕獲断面積測定のために J-PARC 物質・生命科学実験施設・中性子核反応測定装置 (ANNRI) に設置された NaI(Tl)検出器の改良を進めてきた。改良は2つの項目からなり、①パルス幅測定に基づく信号処理の高速化および②中性子遮蔽体の増強がなされた。改良したシステムにより ⁹⁹Tc 等の測定を行い、高速中性子領域までを含む中性子捕獲断面積を導出した。

2. 実験・結果

実験は J-PARC ANNRI の飛行距離 27.9 m の位置に測定試料を設置して捕獲ガンマ線の測定を行った。試料からの捕獲ガンマ線は NaI(Tl)検出器を用いて検出した。標準試料として ¹⁹⁷Au、中性子スペクトルの測定のためにホウ素試料、バックグラウンド決定のためにダミーケースを用いた測定も行った。計測はこれまでに開発したパルス幅測定に基づき、不感時間補正やパルス幅から波高への変換を行った。得られた中性子捕獲断面積を過去の実験値及び核データライブラリの評価値と比較した。講演においては結果及びこれまでの測定値、評価値との比較についての議論を行う。

本報告は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成 27、28 年度の「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の成果である。

*Tatsuya KATABUCHI¹, Masayuki IGASHIRA¹, Kazushi TERADA², Atsushi KIMURA², Shoji NAKAMURA², Taro NAKAO², Osamu IWAMOTO², Nobuyuki IWAMOTO², Hideo HARADA², Jun-ich HORI³

¹Tokyo Institute of Technology, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Kyoto University

マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発 (8) MA 及び ^{99}Tc に対する中性子捕獲断面積の評価

R&D for accuracy improvement of neutron nuclear data on minor actinides

(8) Evaluation of neutron capture cross sections on MA and ^{99}Tc

*岩本 信之¹, 水山 一仁¹, 岩本 修¹

¹原子力機構

$^{241,243}\text{Am}$ や ^{237}Np の解析手法を修正することで得られた測定値を基に、熱捕獲断面積を評価した。また、 ^{99}Tc に対して J-PARC ANNRI の測定値を用いた共鳴解析から得られたデータも使用して高速エネルギー領域における断面積・誤差評価を行ったので、その結果を報告する。

キーワード：中性子捕獲断面積，熱領域，高速エネルギー領域，マイナーアクチニド， ^{99}Tc

1. 緒言

マイナーアクチニドの $^{241,243}\text{Am}$ や ^{237}Np 、長寿命核分裂生成物の ^{99}Tc は加速器駆動未臨界システム等を用いた核変換による減容対象核種である。これらの中性子捕獲断面積の精度を向上させることは、核変換システムの核特性や対象核種の核変換効率に関する評価にとって特に重要である。しかしながら、高速エネルギー領域における現状精度はシステム設計のための要求精度に比べ、2倍以上悪いことが報告されている。本研究では、既存の測定値の誤差要因を可能な限り排除することで、 $^{241,243}\text{Am}$ や ^{237}Np の熱領域、また ^{99}Tc については高速エネルギー領域における捕獲断面積の評価を実施した。

2. 評価

$^{241,243}\text{Am}$ や ^{237}Np に対する既存の熱捕獲断面積測定データには中性子飛行時間法と放射化法による測定手法の違いに起因すると考えられる測定値間の差異が存在していた。特に、放射化法における測定値の導出にはカドミウム (Cd) 比法が用いられており、マイナーアクチニド核種では Cd 切断エネルギー (~0.5eV) 付近に共鳴があるため、断面積を過大評価する傾向にあると考えられた [1]。Cd 切断エネルギー付近の共鳴の寄与を考慮することで、測定データ間のバラツキを減らすことができ、これを基に $^{241,243}\text{Am}$ や ^{237}Np の熱中性子捕獲断面積の評価値を導出した。

^{99}Tc については、J-PARC ANNRI に設置された NaI(Tl)検出器を用いて 10meV から 1MeV までの断面積が測定された。このデータを使った共鳴解析により得られた共鳴パラメータも採用して中性子強度関数や平均共鳴間隔を導出し、これらの情報を再現するように、核反応計算コード CCONE [2]を用いて全断面積、捕獲断面積の評価を行った。また、共分散評価 [3]も併せて実施したので、その結果も報告する。

本報告は、文部科学省のエネルギー対策特別会計委託事業として、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が実施した平成 26~28 年度の「マイナーアクチニドの中性子核データ精度向上に係る研究開発」の成果である。

[1] K.Mizuyama, N.Iwamoto, O.Iwamoto, J. Nucl. Sci. Technol., 54, 74-80 (2017).

[2] O.Iwamoto, N.Iwamoto, S.Kunieda, F.Minato, K.Shibata, Nucl. Data Sheets, 131, 259-288 (2016).

[3] T.Kawano, K.Shibata, JAERI-Data/Code 97-037 (1997).

*Nobuyuki Iwamoto¹, Kazuhito Mizuyama¹, Osamu Iwamoto¹

¹ Japan Atomic Energy Agency

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

[3E09-14] Charged particle reaction

Chair: Satoshi Kunieda (JAEA)

Wed. Mar 29, 2017 2:45 PM - 4:20 PM Room E (16-205 Building No.16)

[3E09] Measurement of Double Differential Cross Section for Evaporated Charged Particle Production from Proton-Induced Reactions

*Yuji Yamaguchi¹, Toshiya Sanami², Yusuke Uozumi¹ (1. Kyushu Univ., 2. KEK)

2:45 PM - 3:00 PM

[3E10] Activation cross sections of deuteron-induced reactions on natural palladium for ¹⁰³Ag production

Naoyuki Ukon¹, *Masayuki Aikawa¹, Yukiko Komori², Hiromitsu Haba² (1. Hokkaido Univ., 2. RIKEN)

3:00 PM - 3:15 PM

[3E11] Cross section measurement of isotopes produced in proton and deuteron-induced spallation reactions on ⁹¹Y

*Junki Suwa¹, Yukinobu Watanabe¹, Shoichiro Kawase¹, Keita Nakano¹, Shouhei Araki¹, He Wang², Hideaki Otsu², Hiroyoshi Sakurai², Satoshi Takeuchi³, Yasuhiro Togano³ (1. Department of advanced Energy Engineering sciences, Kyushu University, 2. RIKEN, 3. Tokyo Institute of Technology)

3:15 PM - 3:30 PM

[3E12] Calculation of isotope production cross sections for proton and deuteron induced spallation reactions using PHITS

*Shunsuke Sato¹, Yukinobu Watanabe¹, Tatsuhiko Ogawa², Koji Niita³ (1. Kyushu Univ., 2. JAEA, 3. RIST)

3:30 PM - 3:45 PM

[3E13] Contribution of Isobaric Analog Resonance to (p,n) Spectra at Intermediate Energies

*Shintaro Hashimoto¹, Tatsuhiko Sato¹, Koji Niita² (1. JAEA, 2. RIST)

3:45 PM - 4:00 PM

[3E14] Radiation is made to Syusoku by semiconductor Nano crystal particles

*Hiroshi Kano¹ (1. Office Kano)

4:00 PM - 4:15 PM

陽子入射核反応蒸発過程の荷電粒子生成二重微分断面積の測定

Measurement of Double Differential Cross Section for Evaporated Charged Particle Production from Proton-Induced Reactions

*山口 雄司¹, 佐波 俊哉², 魚住 裕介¹

¹九州大学, ²高エネルギー加速器研究機構

蒸発粒子を含む二重微分断面積(DDX)取得のために, 半導体検出器(SSD)とブラッグカーブカウンター(BCC)からなる検出器を開発し, 実験をおこなった. BCC 単体で粒子弁別できることを利用して, 低エネルギー粒子を弁別し, DDX を得た. その結果を報告する.

キーワード: 陽子, 蒸発粒子, 二重微分断面積, ブラッグカーブカウンター, 低エネルギー

1. 緒言

中間エネルギー陽子入射による荷電粒子生成反応は多くの場合, 核内カスケード(INC)モデルと一般化蒸発モデル(GEM) [1] からなる二段階モデルで記述される. GEM はこれまで様々な核反応に対して蒸発粒子の二重微分断面積(DDX)を精度よく予測すると考えられてきた. しかし, 近年の INC 模型の精度向上によって GEM による計算の結果と実験値との不一致が明らかとなった[2]. GEM による計算の結果は, 特に重い核からの蒸発陽子の角度分布とエネルギースペクトルの実験値を再現しない. GEM の実験値再現性の向上には蒸発粒子のエネルギー領域を含む様々な標的, 角度に対する実験データを必要とするが, 既存のデータ [3]では不十分である. そこで, 蒸発粒子を含む DDX の実験データ取得のために半導体検出器(SSD)とブラッグカーブカウンター(BCC) [4]からなる検出器を開発し, 開発した検出器の試験をかねて実験をおこなう.

2. 実験

放射線医学総合研究所の AVF サイクロトロン施設で実験をおこなった. 散乱チェンバー内に Be, C, Al, Cu, Au 標的を設置し, 入射エネルギー $E_p = 70$ MeV の陽子を照射した. 開発した BCC を用いて標的から放出する荷電粒子のエネルギーを測定した. 測定角度は実験室系で $15^\circ, 60^\circ, 120^\circ, 150^\circ$ である.

3. 結果・考察

右図に測定角度 150° における $^{197}\text{Au}(p,p'x)$ 反応 ($E_p = 70$ MeV) の DDX を示す. 低エネルギー部分の議論のため, 16 MeV 以下のデータを示してある. BCC と SSD を組み合わせて用いることにより, 下限エネルギーとして 1.5 MeV までの陽子の同定ができた. 取得した DDX は, 15 MeV から 10 MeV までほぼ一定の値を示し, 10 MeV から 2.8 MeV までゆるやかな減少傾向を示す. この減少傾向は 8 MeV 程度の Coulomb 障壁に起因すると考える. 2 MeV と 1.5 MeV の 2 点は BCC で取得した点であるが, 2.8 MeV 以上の点との関係性が異なっており, 標的外での散乱成分の影響等について今後検討を行う.

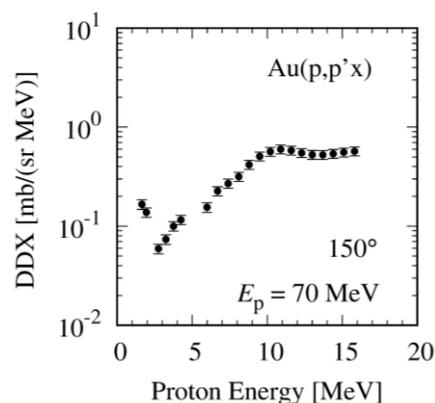


図 測定角度 150° における $^{197}\text{Au}(p,p'x)$ 反応 ($E_p = 70$ MeV) の DDX.

参考文献

- [1] S. Furihata, Nucl. Instr. and Meth. B 171 (2000) 251.
- [2] Y. Uozumi et al., J. Nucl. Sci. Technol. 52 (2014) 264.
- [3] F. E. Bertrand and R. W. Peelle, Phys. Rev. C 8 (1973) 1045.
- [4] T. Sanami et al., Nucl. Instr. and Meth. A 589 (2008) 193.

*Yuji Yamaguchi¹, Toshiya Sanami² and Uozumi Yusuke¹

¹Kyushu Univ., ²High Energy Accelerator Research Org.

重陽子入射によるパラジウム標的での ^{103}Ag 生成放射化断面積の測定

Activation cross sections of deuteron-induced reactions on natural palladium for ^{103}Ag production

右近 直之¹, *合川 正幸¹, 小森 有希子², 羽場 宏光²

¹北海道大学, ²理化学研究所

小線源治療で用いられている放射性同位体 ^{103}Pd ($T_{1/2}=16.991\text{d}$) の生成方法の一つとして、親核である ^{103}Ag ($T_{1/2}=65.7\text{min}$) を生成・分離し、崩壊後の ^{103}Pd を取得する過程が考えられる。今回、 $^{\text{nat}}\text{Pd}(d,x)^{103}\text{Ag}$ 反応の断面積を測定し、先行研究及び理論計算との比較を行った。

キーワード：医療用放射性同位体、放射化断面積

1. 緒言

^{103}Pd ($T_{1/2}=16.991\text{d}$) は医療用放射性同位体の一つであり、小線源治療で利用されている。この同位体を効率的に生成するためには、様々な反応過程を調べ、比較検討する必要がある。その反応過程には、 ^{103}Pd への崩壊を前提に、親核である ^{103}Ag ($T_{1/2}=65.7\text{min}$) を生成する反応も含まれる。 ^{103}Ag の生成反応の一つに、パラジウムへの重陽子入射反応があるが、先行研究では 20.3MeV 以下の断面積データのみが存在する[1]。そこで今回、 $^{\text{nat}}\text{Pd}(d,x)^{103}\text{Ag}$ 反応の放射化断面積を、積層箔法を用いて 23.9MeV までのエネルギー領域を測定し、先行研究及び[1]理論計算[2]との比較を行った。

2. 方法

理化学研究所のAVFサイクロトロンを用いて加速した 24MeV の重陽子を、パラジウム箔(厚さ： $8.15\mu\text{m}$, 20枚)、亜鉛箔(厚さ： $25.14\mu\text{m}$, 19枚)、チタン箔(厚さ： $4.98\mu\text{m}$, 16枚)を重ねた標的に照射した。チタン箔はビームの強度とエネルギーを確認するモニターとして利用した。照射後、パラジウム箔で生成された放射性同位体について、高純度 Ge 検出器を用いた γ 線スペクトロメトリーを行い、 $^{\text{nat}}\text{Pd}(d,x)^{103}\text{Ag}$ 反応の放射化断面積を求めた。

3. 結果

得られた $^{\text{nat}}\text{Pd}(d,x)^{103}\text{Ag}$ 反応の放射化断面積を先行研究[1]及び理論計算[2]と比較した(図1)。先行研究[1]とは実験値がある全エネルギー領域で非常に良く一致した。一方、理論計算[2]とは、 15MeV 以下で良く一致するものの、 15MeV 以上のエネルギー領域では大きく異なる結果となった。これは理論計算が $^{104}\text{Pd}(d,3n)^{103}\text{Ag}$ 反応 ($Q=-15.673\text{MeV}$) を過大評価しているためと考えられる。

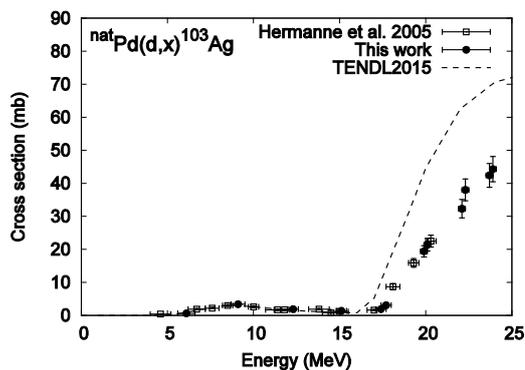


図1： $^{\text{nat}}\text{Pd}(d,x)^{103}\text{Ag}$ 反応の断面積

参考文献

[1] A. Hermanne et al., *Radiochim. Acta* 92 (2004) 215

[2] A.J. Koning et al., TENDL-2015, https://tendl.web.psi.ch/tendl_2015/tendl2015.html

Naoyuki Ukon, *Masayuki Aikawa¹, Yukiko Komori² and Hiromitsu Haba²

¹Hokkaido Univ., ²RIKEN

陽子・重陽子による ^{91}Y 核破碎反応の同位体生成断面積測定

Cross section measurement of isotopes produced in proton and deuteron-induced spallation reactions on ^{91}Y

*諏訪純貴¹, 渡辺幸信¹, 川瀬頌一郎¹, 中野敬太¹, 金政浩¹, 荒木祥平¹

王赫², 大津秀暁², 千賀信幸², 櫻井博儀², 梅野泰宏³, 武内聡³, 中村隆司³, 前田幸重⁴,
他 ImPACT-RIBF collaboration

¹九州大学, ²理研仁科センター, ³東京工業大学, ⁴宮崎大学

逆運動学を利用して陽子及び重陽子による ^{91}Y (107 MeV/u)の核破碎反応の同位体生成断面積を測定した。実験は理化学研究所の RI ビームファクトリー (RIBF)にて実施した。過去に測定された ^{93}Zr や ^{93}Nb のデータと比較することで、核破碎反応における中性子魔法数 50 の殻効果について考察する。

キーワード：核破碎反応、同位体生成断面積、イットリウム-91、殻効果、断面積測定

1. 緒言

長寿命核分裂生成物の合理的な核変換手法の検討に不可欠な核反応データ取得のため、放射性同位体 (^{79}Se , ^{93}Zr ^[1], ^{107}Pd ^[2], ^{126}Sn , ^{135}Cs) の陽子、重陽子標的を用いた核破碎反応断面積測定が RIBF で行われた。測定された ^{93}Zr ^[1]核破碎反応の Y および Sr の同位体生成断面積は、中性子魔法数による閉殻構造の影響を受けていることが確認された。本研究では、この閉殻構造が同位体生成断面積に及ぼす影響をさらに調査するため、上記の測定で二次ビームに含まれていた中性子魔法数近傍核（中性子数 52）である ^{91}Y について解析を行った。

2. 実験概要及び測定結果

^{91}Y は核子あたり 345 MeV の ^{238}U を ^9Be に照射することで起こる飛行核分裂反応から生成した。 ^{91}Y ビームは二次標的 (CH_2 , CD_2 , C) に照射された。その後生成同位体は分離装置 ZeroDegree Spectrometer (ZDS) を用いて識別される。図は ZDS における粒子識別図である。縦軸は原子番号 Z、横軸は質量電荷比 A/Q を表し、多様な核種が生成されていることが分かる。最終的に二次ビームの個数と各々の同位体の個数から同位体生成断面積を導出した。発表では、 ^{91}Y と先行研究の ^{93}Zr のデータを用いて中性子魔法数 50 の殻効果を議論し、核反応モデル計算との比較を行う。

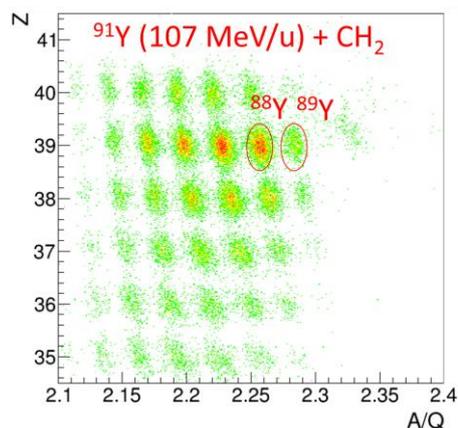


図 ZDS における粒子識別図

付記：本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の一環として実施したものです。

参考文献

- [1] S. Kawase *et al.*, presented at Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Brugge, Belgium, Sept. 11-16, (2016).
[2] H. Wang *et al.*, presented at Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Brugge, Belgium, Sept. 11-16, (2016).

*Junki Suwa¹, Yukinobu Watanabe¹, Shoichiro Kawase¹, Keita Nakano¹, Tadahiro Kin¹, Shouhei Araki¹, He Wang², Hideaki Otsu², Nobuyuki Tiga², Hiroyoshi Sakurai², Yasuhiro Togano³, Satoshi Takeuchi³, Takashi Nakamura³, Yukie Maeda⁴ for ImPACT-RIBF Collaboration

¹Kyushu Univ., ²RIKEN Nishina Center., ³Tokyo Institute of Technology., ⁴Univ of Miyazaki.

陽子・重陽子入射核破碎反応による同位体生成断面積の PHITS 計算

Calculation of isotope production cross sections for proton and deuteron induced spallation reactions using PHITS

*佐藤 俊輔¹, 渡辺 幸信¹, 小川 達彦², 仁井田 浩二³

¹九州大学,²日本原子力研究開発機構,³高度情報科学技術研究機構

理研 RIBF で系統的に測定された長寿命核分裂生成核種の陽子・重陽子入射核破碎反応による同位体生成断面積データに対し、粒子・重イオン輸送コード PHITS を用いた核反応理論モデル解析を行った。蒸発モデル GEM に粒子・ガンマ線競合を考慮することで、計算値に見られる偶奇効果が弱まることが分かった。

キーワード：PHITS 計算, 同位体生成断面積, 理論モデル解析, 核破碎反応, 陽子, 重陽子

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核分裂生成物 (LLFP) の新たな処理方法として、核変換技術の確立が求められている。合理的な核反応経路を検討するために、LLFP の核反応データが必要となる。最近 LLFP 核 (⁹³Zr, ¹⁰⁷Pd 等) 及び代表的な FP 核 (⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs) に対し、100~200MeV/u 領域の陽子・重陽子入射核破碎反応による同位体生成断面積の系統的な測定[1,2] が行われた。PHITS [3] に組み込まれている核反応理論モデル (INCL+GEM) による計算結果は、概ね実験値を再現できることが分かったが、いくつか不一致も見られた。その一つに、生成同位体断面積が中性子数の偶奇に応じて上下する効果 (even-odd staggering) の過大評価がある。本研究ではこの改善に向け、蒸発過程を取り扱う GEM に粒子・ガンマ線放出の競合を考慮することを試みた。

2. 理論モデル解析結果

現 GEM では、束縛状態のガンマ線脱励起を扱う EBITEM モデル[4]が実装されている。これを非束縛励起状態まで拡張することで粒子蒸発との競合を考慮した。右図に、¹³⁷Cs に 185 MeV/u 重陽子を入射して生成された Sb 同位体の生成断面積の結果を示す。従来の PHITS 計算値 (破線) は実験値 [1] に比べて even-odd 効果の影響が大きい。競合を考慮した計算結果 (実線) では、even-odd 効果は弱まり、実験値により近い傾向を示すことがわかった。さらに、本講演では GEM 計算で使用されるクーロン障壁の同位体生成に与える影響についても報告する。
付記：本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の一環として実施したものです。

参考文献

- [1] H. Wang, H. Otsu, H. Sakurai, *et al.*, Phys. Lett. B754, 104 (2016).
- [2] S. Kawase *et al.*, presented at ND2016, Belgium, Sept.11-16, 2016.
- [3] T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913 (2013).
- [4] T. Ogawa, S. Hashimoto, T. Sato, K. Niita, Nucl. Instr. Meth. B325, 35 (2014).

*Shunsuke Sato¹, Yukinobu Watanabe¹, Tatsuhiko Ogawa² and Koji Niita³

¹Kyushu Univ., ²JAEA, ³RIST

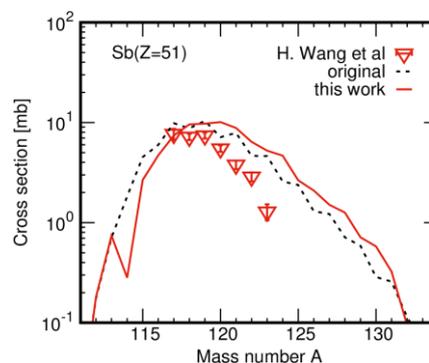


図: ¹³⁷Cs 標的に対する 185 MeV/u 重陽子入射反応同位体生成断面積

中間エネルギーの(p,n)スペクトルにおけるアイソバリックアナログ共鳴の寄与

Contribution of Isobaric Analog Resonance to (p,n) Spectra at Intermediate Energies

*橋本 慎太郎¹, 佐藤 達彦¹, 仁井田 浩二²

¹原子力機構, ²高度情報科学技術研究機構

中間エネルギー（数 100MeV）の (p,n)スペクトルに対するアイソバリックアナログ共鳴やガモフテラー共鳴の寄与を評価するモデルを開発し、粒子・重イオン輸送計算コード PHITS に組み込むことで放出中性子スペクトルの再現性を向上させた。

キーワード：PHITS、粒子輸送計算コード、アイソバリックアナログ共鳴、核内カスケードモデル

1. 緒言

加速器施設等の放射線遮へい計算において、PHITS[1]を始めとする様々な放射線挙動を模擬できる粒子輸送計算コードが利用されている。これらのコードにおいて、中間エネルギー（数 100MeV）の陽子入射反応は INCL[2]などの核内カスケードモデルで模擬されており、様々な標的核の反応で放出される中性子のスペクトルを良く再現することが確認されている。しかし、入射エネルギーから数 10MeV 低いエネルギー領域で、前方の(p,n)スペクトルが過小評価されることが指摘されていた[3]。

2. 計算手法

INCL が過小評価を示す領域は、(p,n)反応の残留核が数 10MeV の励起エネルギーを持つ状態と対応する。この励起エネルギーの領域にはアイソバリックアナログ共鳴やガモフテラー共鳴が含まれており、(p,n)スペクトルにもこれらの共鳴の寄与がピーク構造を示すことが知られている[4]。しかし、原子核の量子力学的な運動や集団運動を考慮していない INCL では、これらの共鳴が関与するピーク構造を記述することができない。そこで、Evaluated Nuclear Structure Data File (ENSDF)[5]に採録されている共鳴状態のエネルギー準位を基にした共鳴断面積モデルを開発し、INCL による結果と組み合わせることで(p,n)スペクトルの再現性を向上させる新規モデルを開発した。ただし、各共鳴断面積の幅と強度は十分に調査されていないため、共鳴断面積モデルではこれらをフィッティングパラメータとして扱い、実験値を再現するように決定した。

3. 結果・考察

図 1 に、共鳴断面積モデルを用いて PHITS により計算した 256MeV の(p,n)スペクトルを示す。中性子のエネルギーが 150 から 230MeV の領域では、実験値（黒丸）[6]を INCL の結果（点線）が過小評価している。本研究で考慮した共鳴状態は数 10MeV の励起エネルギーをもっているため破線のピーク構造を示し、これを INCL と組み合わせた結果（実線）は実験値を再現できている。この開発したモデルを用いることで、PHITS による遮へい計算の精度が向上することが期待される。

参考文献

- [1] T. Sato et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50, 913 (2013).
- [2] A. Boudard et al., Phys. Rev. C87, 014606 (2013).
- [3] Y. Iwamoto et al., J. Nucl. Sci. Technol., in press (2017).
- [4] W. Scobel et al., Phys. Rev. C41, 2010 (1990).
- [5] J.K. Tuli, Evaluated Nuclear Structure Data File, BNL-NCS, 51655-01/02-Rev (2001).
- [6] M.M. Meier et al., Nucl. Sci. and Eng. 110, 289 (1992).

*Shintaro Hashimoto¹, Tatsuhiko Sato¹, Koji Niita²

¹IAEA, ²RIST

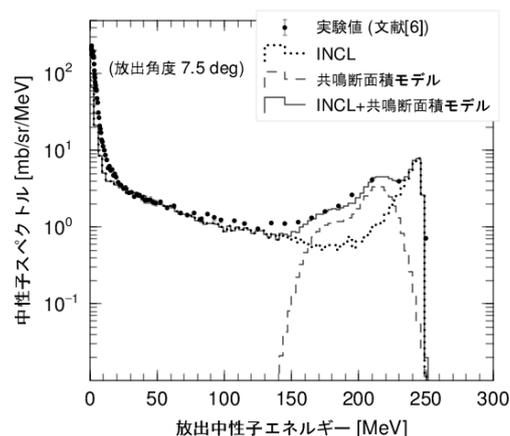


図 1. 256MeV の陽子を鉛に照射した場合の中性子スペクトル。

半導体ナノ結晶粒子による放射線の収束

Radiation is made to Syusoku by semiconductor Nano crystal particles

*加納 浩¹

¹Office Kano

収束とは吸収して熱に変える遮蔽^[1]や減衰とは違い「放射線を核力のエネルギーとして質量によって保持する」ことである。電子により負に帯電し陽粒子を収束する^[2]この粒子は、内部のエネルギーの偏りに核力を及ぼし、中性子を捕食し中性子捕食の核力の空席を埋めるためエネルギーを欲し γ 線をも収束する。

キーワード：収束、半導体、ナノ粒子、放射線、バイメタル、フェールセーフ

1. 緒言

放射能を安全かつ無害に最終処理するための「フェールセーフシステム」の構築を提案する。

2. 考察

2-1. 放射線の「収束」

「収束」とは、半導体ナノ結晶粒子が「放射線を核力のエネルギーとして質量によって保持する」ことである。「収束」は、遮蔽や減衰とは、似て非なるもので、吸収して熱に変換するものではなく、エネルギーを吸収して、質量により保持することである。球状の半導体のコンデンサ^[2]が在ると想像してみてもほしい。この塊は、負電荷である電子を蓄える。半導体は、エネルギーバンドに荷電帯と伝導帯を持つ。結晶の荷電帯の層の蜜の部分には自由電子が存在して、同時に正孔（電子欠損）が存在する。この正孔は価電子の不足した状態である。正孔を外部電子が埋める事により、粒子はあたかも負で帯電したコンデンサになりうるわけである。負に帯電した粒子は、クーロン力により陽子や原子核の陽粒子を収束する。

2-2. クーロン核力

そこで、「陽子が多数蓄えられたら粒子内にエネルギーの偏りがおきかないか？」という疑問がわく。陽子は、電子によって静電気力は打ち消されるが、その質量欠損分、核力を及ぼす。この時この核力を、「クーロン核力」と呼ぶことにする。クーロン核力は、結晶が中性子を結合する時のエネルギーで、それからなる余剰質量分、核力を及ぼし、中性子を捕食する。又この粒子の結晶は γ 線をも収束する。分裂の際、中性子が放射されるときには、そのエネルギー励起分、しきい値というある一定のエネルギーレベルの限界を超えると γ 線も放射される。前述の場合、中性子を蓄積してもその質量欠損だけ粒子は励起するがそれだけではしきい値を超えないから、その空席を埋めるためエネルギーを欲し γ 線をエネルギーとして質量により保持するわけである。

3. まとめ

近い将来、この理論が実証されれば、核廃棄物最終処理、メルトダウン核分裂炉の救護対策、汚染水対策、内部被ばく患者の被ばく治療、がん細胞の選択的破壊等と特殊弁を用いた核分裂炉のフェールセーフシステムに大いに貢献が期待できる。

参考文献

[1] 兵頭 知典著「放射線遮蔽入門」1996年

[2] 東辻 浩夫著「プラズマ物理学 基礎物理からプラズマ工学へ」2010年 朝倉書店

* Hiroshi Kano¹

¹Office Kano.

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

[3F01-05] MA Transmutation

Chair: Cheol Ho Pyeon (Kyoto Univ.)

Wed. Mar 29, 2017 9:30 AM - 10:45 AM Room F (16-206 Building No.16)

[3F01] Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

*Koji Fujimura¹, Shota Shirakura¹, Shigeo Ohki², Toshikazu Takeda³ (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. University of Fukui)

9:30 AM - 9:45 AM

[3F02] Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

*Takanori Kitada¹, Satoshi Takeda¹, Toshikazu Takeda², Koji Fujimura³, Sigeo Ohki⁴ (1. Osaka University, 2. Fukui University, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy, 4. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[3F03] Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

*Kenji Yokoyama¹, Toshikazu Takeda², Kazuyuki Numata¹ (1. JAEA, 2. Univ. of Fukui)

10:00 AM - 10:15 AM

[3F04] Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

*Tadafumi Sano¹, Toshikazu Takeda², Koji Fujimura³ (1. Kyoto University Research Reactor Institute, 2. University of Fukui, 3. Hitachi-GE Nuclear Energy)

10:15 AM - 10:30 AM

[3F05] Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

*Shota Shirakura¹, Satoshi Itooka¹, Toshikazu Takeda² (1. Hitachi-GE, 2. Univ. of Fukui)

10:30 AM - 10:45 AM

「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究 (12) MA 核変換代表炉心

Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

(12) MA transmutation representative reactor core

*藤村 幸治¹, 白倉 翔太¹, 大木 繁夫², 竹田 敏一³

¹日立 GE, ²原子力機構, ³福井大学

核変換量と安全性に係わる反応度係数の調和を考慮した MA 核変換炉心概念を開発している。本報告では、本研究で MA 核変換炉心の代表炉心として選定した、ナトリウムプレナム付き軸方向非均質炉心構成を有する MA 均質装荷炉心の概要を述べる。また、ナトリウムプレナム領域で発生するナトリウムの沸騰に伴う反応度フィードバックを考慮できるプラント動特性解析プログラムを用いた ULOF 解析結果から、本 MA 均質装荷炉心概念の利点を示す。
*ULOF：スクラム失敗流量喪失事故

キーワード：マイナーアクチニド (MA), 核変換, Na 冷却高速炉 (SFR), ボイド反応度, ナトリウムプレナム, 実効的ボイド反応度, ULOF

1. 緒言

炉上部へのナトリウム (Na) プレナム設置によって、MA 核変換量増大とボイド反応度低減を両立する MA 均質装荷炉心^[1] (図 1) と、MA 均質装荷炉心をベースに、MA を内側炉心と外側炉心の境界にリング状に装荷する炉心^[2]、炉心燃料の下部に装荷する炉心下部装荷炉心^[2]、UO₂ 母材の MA 燃料と中性子減速材 (ZrHx) を混載したターゲットを炉内に分散装荷する炉心^[3]の 3 つの MA 非均質装荷炉心を検討してきた。

2. 検討結果

検討した炉心の主要な仕様・炉心特性の比較を表 1 に示す。過渡時の軸方向 Na 密度分布を考慮した実効的ボイド反応度^[1]はいずれの炉心も負を満足する。MA 核変換量はいずれも同程度であるが MA 均質装荷炉心の値が最も大きい。経済性に係る炉心全体の取出平均燃焼度や運転サイクル長も同炉心が最大である。他方、リング状装荷及び炉心下部装荷の MA 非均質装荷炉心においては、最大の TRU 富化度が高く、さらに線出力の制限から集合体の燃料ピン本数を 271 本から 331 本に増加する対策が必要で、いずれも開発課題を有する。

以上から、MA 核変換性能が良好で、総合的に特性悪化・開発課題が少ない、MA 均質装荷炉心を、代表炉心に選定した。Na プレナム領域における、ナトリウムの沸騰に伴う反応度フィードバックを考慮できる、プラント動特性解析手法^[4]を用いた ULOF 解析によって、MA 均質装荷炉心は、沸騰開始後のボイド反応度が負となり、出力の急激な増加が抑えられる事が分かった。

表 1 主要な仕様・炉心特性の比較

項目	単位	MA均質装荷炉心	MA非均質装荷炉心		
			リング状装荷	炉心下部装荷	UO ₂ 母材ターゲット分散装荷
出力 (電気/熱)	MW	750/1,765			
運転サイクル長	月	19.8	17.4	19.3	18.2
燃料集合体数 (炉心/MAターゲット)	—	370/-	142/228	370/-	397/84
集合体燃料ピン本数 (炉心/MAターゲット)	—	271/-	271/331	331/-	271/271
最大TRU富化度 (炉心/MAターゲット)	wt%	36.9/-	31.2/49.5	30.2/43.8	36.1/20.0
取出平均燃焼度 (炉心/全体)	GWd/t	153/95	153/77	153/80	120.7/61
実効的ボイド反応度	\$	-0.01	-0.01	-0.12	-0.15
MA核変換量	kg/GWe年	212	208	181	191
遮へい体外接円直径	m	6.17	6.17	6.17	6.85

参考文献

[1] 藤村他, 日本原子力学会 2015 年秋の大会, A14, [2] 大釜他, 日本原子力学会 2015 年秋の大会, A15, [3] 藤村他, 日本原子力学会 2016 年春の年会, 2020, [4] 白倉他, 日本原子力学会 2017 年春の年会, で報告。

謝辞 本研究は、特別会計に関する法律 (エネルギー対策特別会計) に基づく文部科学省からの受託事業として、福井大学が実施している「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究」の平成 26 年度～平成 28 年度の成果を含みます。

*Koji Fujimura¹, Shota Shirakura¹, Shigeo Ohki² and Toshikazu Takeda³. ¹Hitachi-GE, ²JAEA and ³University of Fukui.

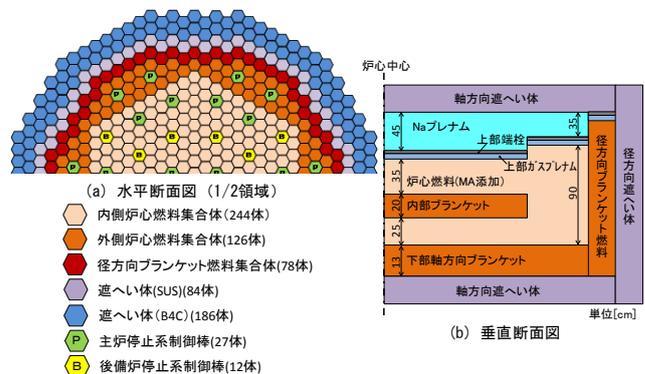


図 1 MA均質装荷炉心の炉心構成

「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究

(13) 中性子スペクトル再構築を考慮した MA 核変換量の評価

Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

(13) Evaluation of MA transmutation by considering neutron spectrum reconstruction

*北田 孝典¹, 竹田 敏¹, 竹田 敏一², 藤村 幸治³, 大木 繁夫⁴

¹大阪大学, ²福井大学, ³日立 GE, ⁴JAEA

MA 核変換量の詳細評価のため、核変換用集合体内の詳細中性子スペクトルを炉心計算結果と集合体計算結果より再構築する手法を考案した。考案した手法を用いて燃料ピン毎の詳細な MA 核変換量を評価した結果、集合体での MA 核変換量について pin-by-pin で評価することによる影響が小さいことが分かった。

キーワード: マイナーアクチニド, 核変換量, 詳細中性子スペクトル, 再構築, pin-by-pin

1. 緒言 MA 核変換用ターゲット集合体を有する MA 非均質装荷炉心においては、ターゲット集合体内の非均質性に加えて炉心での非均質性により、ターゲット集合体内の中性子スペクトル変化が大きくなると考えられる。そこでターゲット集合体内の中性子スペクトルを再構築する手法を考案し、燃料ピン毎の核変換量に対する影響について検討した。

2. 中性子スペクトル再構築 対象とした炉心は図 1 に示す MA 非均質装荷炉心体系であり、MA 核変換用ターゲット集合体は図 2 に示すように MA 燃料ピン(UO₂母材)と ZrH ピンで構成されている^[1]。ターゲット集合体の中性子スペクトルを再構築では、対象集合体の炉内配置方法を踏まえ、下式を採用した。

$$\overline{\phi_{i,sa}^g} = \phi_{i,sa}^g \times (1 + ar^2 + bx_1 + cx_2 + \alpha)_g \times \frac{\phi_{core}^g}{\phi_{sa}^g}$$

炉心計算結果から得られる集合体内分布を、直交する 2 方向 (x_1 方向と x_2 方向) への傾き及び集合体中心からの距離 r の 2 次関数で表現し、集合体計算で得られる ϕ_{sa} に乗じることで再構築を行っている。

3. 検討結果 ターゲット集合体(図 1 矢印)内の特定の燃料ピンにおける中性子スペクトルの再構築結果の一例を図 3 に示す。また特定の燃料ピン位置での核変換量を参照解と比較した場合、炉心計算では最大 15%程の違いがみられる場合があるものの再構築により最大 5%程の違いにできることが分かった。またターゲット集合体全体での核変換量では炉心計算・再構築とも 1~2%の違いであり、再構築による影響は小さいことが分かった。

参考文献 [1] 藤村他, 日本原子力学会 2016 年春の年会, 2020

謝辞 本研究は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、福井大学が実施している「「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究」の平成 26 年度~平成 28 年度の成果を含みます。

*Takanori Kitada¹, Satoshi Takeda¹, Toshikazu Takeda², Koji Fujimura³ and Shigeo Ohki⁴

¹Osaka Univ., ²University of Fukui, ³Hitachi-GE Nuclear Energy, ⁴JAEA

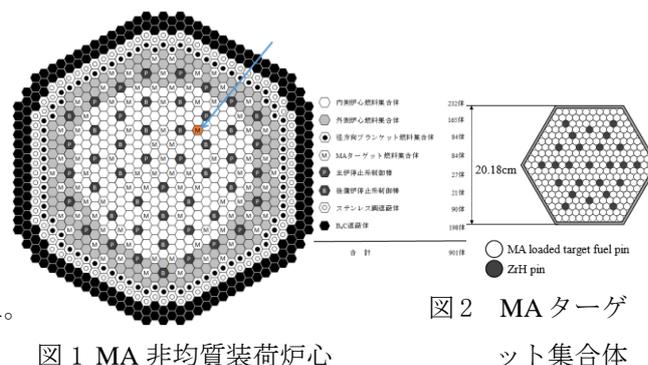


図 1 MA 非均質装荷炉心

図 2 MA ターゲット集合体

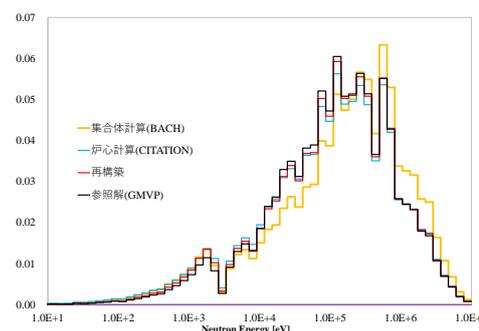


図 3 中性子スペクトルの比較

「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究 (14)系統誤差を取り除く断面積調整法の適用

Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

(14)Application of Cross Section Adjustment Method Removing Systematic Errors

*横山 賢治¹, 竹田 敏一², 沼田 一幸¹,

¹原子力機構, ²福井大

これまでの研究で、断面積調整法を用いて MA 核変換量等の核特性の解析精度を向上させることを目的として MA 関連測定データを収集・評価してきた。一方、本研究では系統誤差を取り除く新しい断面積調整法が提案されている。本報告ではこの MA 関連測定データを新しい断面積調整法に適用した結果を示す。

キーワード: マイナーアクチニド (MA)、核変換、高速炉、断面積調整、系統誤差

1. 緒言 MA 核変換技術の確立のためには、MA 断面積のデータの不確かさの低減が必要不可欠である。このための有効な方法のひとつとしてベイズの定理に基づく断面積調整法がある。本研究では、系統誤差を取り除く新しい断面積調整法[1][2]が提案されている。その詳細の説明は本シリーズ発表の(4)で行っているのでここでは省略するが、本報告では、この新しい断面積調整法をこれまでに収集・整備した MA 関連の積分実験データ[3]に適用して JENDL-4.0 に基づく 70 群断面積セットの調整を行った。

2. 調整に用いた測定データ 断面積調整計算に用いた MA 関連測定データを表 1 に示す。現在利用可能な積分実験データを最大限に活用するために、既存の一般核特性と組み合わせて整合性評価を行い、炉定数調整計算に用いる積分実験データセット

(MA 関連: 147、合計: 589) を選定した。

3. 調整結果 図 1 に Cm-244 核分裂断面積の調整量を示す。図には系統誤差を取り除く際の信頼度 c をパラメータとして $c=1(68\%)$, $2(95\%)$, $3(99\%)$, $4(100\%)$ で断面積調整計算を行った。この図から c を小さくするにつれて断面積調整量が小さくなっており、新しい断面積調整法による効果が表れていることが分かる。更に、 $c=2$ のときを基準として、新しい MA 関連測定データとして燃焼後の組成比 ($Am-242m/Am-241$) が測定された場合の断面積に起因する不確かさの低減効果を評価した。この結果、実験誤差が小さくなるにつれて、 $Am-241$

捕獲断面積の不確かさ (標準偏差) を低減できることを確認した。一方で、実験誤差が非常に小さくなると標準偏差ではなくエネルギー間の相関係数の変化による不確かさの低減効果が増えることが分かった。

4. 結言 本研究における MA 関連測定データの収集・評価を完了し、新しく提案された断面積調整法に適用した。これにより、MA 核変換炉心概念の設計精度評価に必要な共分散データ等の整備を完了した。

参考文献 [1]竹田, 2016 年春の年会, [2]T.Takeda, PHYSOR2016, pp.1651-1660, [3]横山他, 2016 年春の年会

謝辞 本研究は、特別会計に関する法律 (エネルギー対策特別会計) に基づく文部科学省からの受託事業として福井大学が実施した平成 28 年度「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究」の成果を含む。

*Kenji YOKOYAMA¹, Toshikazu TAKEDA², Kazuyuki NUMATA¹

Japan Atomic Energy Agency (JAEA), ²Fukui Univ.

表 1 断面積調整に用いた MA 関連測定データ

炉心名	特徴	測定項目	
BFS	66-2A	Np 装荷炉心(3000 ℓ)	keff,CRW,SVR,RRR
	67-2R, -3R	Np 装荷炉心(1000 ℓ)	keff,CRW,SVR,RRR
	69-2	Np 装荷炉心(600 ℓ)	(Np,Am,Cm)
	67-1R	MOX 炉心(1000 ℓ)	RRR(Np,Am,Cm)
	69-1	MOX 炉心(600 ℓ)	RRR(Np,Am,Cm)
FCA	IX-1~7	スペクトル変更炉心	RRR(Np,Am,Cm)
もんじゅ	Core2010	Am-241 蓄積炉心	keff,CRW,ITC
PFR	---	原型炉 MOX 炉心	PIE(U,Np,Pu,Am,Cm)
常陽	MK-II	U 濃縮 MOX 炉心	PIE(Np,Am,Cm)

keff:臨界性, RRR:反応率比, CRW:制御棒価値, SVR:Naボイド反応度
ITC:等温温度係数, PIE:照射後試験

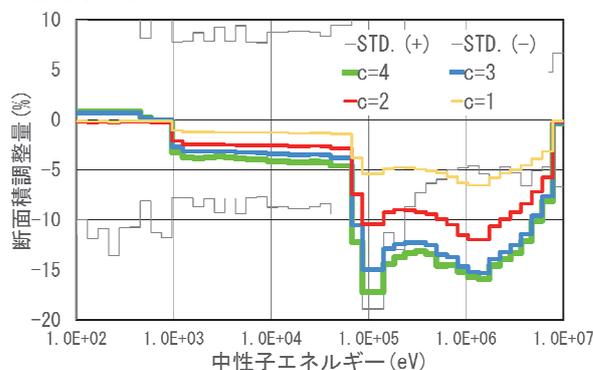


図 1 新しい断面積調整法を適用した場合の Cm-244 核分裂断面積の調整量

「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究

(15) MA 核変換量の不確かさ評価

Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

(15) Prediction Uncertainty of Minor Actinide transmutation amount

*佐野 忠史¹, 竹田 敏一², 藤村 幸治³

¹京都大学原子炉実験所, ²福井大学, ³日立 GE

MA 核変換高速炉において、MA 装荷量及び MA を均質装荷した炉心と非均質に装荷した炉心における MA 核変換量の感度解析及び不確かさ評価を実施した。その結果、MA 装荷量や装荷方法の違いによる MA 核変換量の不確かさの差は小さいことが分かった。更に、MA 均質炉心について本研究で新たに作成した調整断面積の使用による、MA 核変換量の不確かさの低減効果を評価した。

キーワード：核変換量、MA 非均質装荷炉心、MA 均質装荷炉心、燃焼感度、不確かさ、断面積調整

1. 緒言 MA 変換高速炉において、MA の装荷量や MA の装荷方法が核変換量の不確かさにどのような影響を与えるかを評価することは重要である。そこで、MA 核変換高速炉において、MA 装荷量及び MA を均質装荷した炉心と非均質に装荷した炉心における MA 核変換量の感度解析及び不確かさ評価を実施した。

2. 数値計算 評価対象とした MA 変換高速炉は熱出力 1765MWt であり、ナトリウムプレナムが設置されている。今回、MA の装荷量は均質装荷炉心では 6wt% と 11wt%、非均質装荷炉心は MA ターゲット集合体に 20wt% 装荷することを想定した。数値計算は MARBLE2[1] と JENDL-4.0[2] を使用した。

3. 結論 表に MA 装荷量の違いによる Am-241 核変換量に対する燃焼感度係数を示す。表より感度係数の差は小さいため、不確かさの差も小さいことがわかる。図に MA の装荷方法の違いによる MA 核変換量に対する各核種の不確かさを示す。その結果、MA 非均質装荷炉心における核変換量の不確かさは少し大きくなるがその差は小さいことが分かった。本研究で新たに作成した調整断面積の使用による、MA 核変換量の不確かさの低減効果は発表で示す予定である。

謝辞 本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、福井大学が実施した平成 28 年度「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究」の成果を含む。

参考文献

[1] 横山他、JAEA-Data/Code 2015-009 (2015),

[2] K. Shibata, et.al., J. Nucl. Sci. and Technol., Vol.48, pp.1, (2011).

*Tadafumi Sano¹, Toshikazu Takeda² and Koji Fujimura³

¹Kyoto University Research Reactor Institute, ²University of Fukui, ³Hitachi-GE Nuclear Energy

表 MA 装荷量に対する感度係数

核種	反応	6wt% 装荷炉心	11wt% 装荷炉心
Am-241	捕獲	0.52	0.53
Pu-239	核分裂	-0.48	-0.45

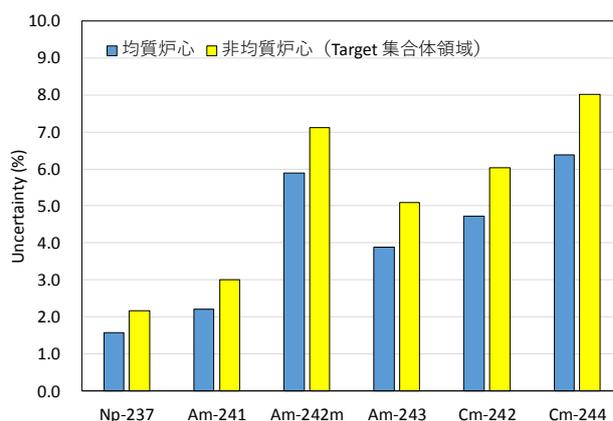


図 MA 核変換量に対する各核種の不確かさ

「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究

(16) ナトリウムプレナム付き炉心の沸騰挙動と過渡・事故時挙動解析手法

Study on the Minor Actinide Transmutation utilizing Monju Data

(16) Boiling behavior, transition and accident behavior analytical technique of the core with the sodium plenum

*白倉 翔太¹, 糸岡 聡¹, 竹田 敏一²

¹ 日立 GE, ² 福井大学

SFR 向けのプラント動特性解析プログラム^[1]に、ナトリウムプレナムとナトリウム沸騰挙動を考慮して核特性計算へフィードバックする機能を追加する手法を開発している。本報告では、この手法とこれを適用したプラント動特性解析プログラムにより MA 均質装荷炉心の ULOF 解析を行い、ナトリウムプレナムの有効性を確認した結果を報告する。

*ULOF: スクラム失敗流量喪失事故

キーワード: マイナーアクチニド (MA), ナトリウム冷却高速炉, ボイド反応度, ナトリウムプレナム, 熱流動解析, プラント動特性解析, ULOF

1. 緒言

これまで、炉心上部へのナトリウム(Na)プレナム設置と内部ブランケット配置最適化等によって、MA 核変換量増大とボイド反応度低減を両立する MA 均質装荷炉心概念^[2]が検討されてきた。この炉心安全性を評価するために、ナトリウムプレナムとナトリウム沸騰モデルを検討し、プラント動特性解析コードに適用している。本報告では、プラント動特性解析コードにより MA 均質装荷炉心の ULOF 解析を行い、ナトリウムプレナムの有効性を確認した結果を報告する。

2. 検討結果

解析に用いる炉心領域は、集合体の本数、出口温度、発熱量を考慮し、内側炉心を 6 領域、外側領域を 4 領域に分割した。本炉心を対象に ULOF 解析(半減時間: 6.5 秒)を行った。

炉心の主要な仕様を表 1 に示す。各炉心領域の発熱部出口の冷却材温度変化を図 1、反応度の変化を図 2 に示す。図 1 より、炉心の沸騰開始は 17.3 秒となった。図 2 より、全反応度は沸騰開始前(17.3 秒)までは正となっているが、沸騰開始後はボイド反応度が負となることにより全反応度は負となった。

表 1 主要仕様・核特性

項目	単位	値
出力(電気/熱)	MW	750/1765
運転サイクル長	月	19.8
バッチ数	—	6
炉心高さ(内側/外側)	cm	60/90
ブランケット高さ(内部/下部軸方向)	cm	20/13
取出平均燃焼度(炉心/全体)	GWd/t	153/95
炉心燃料 MA 含有率	wt%	11.0
最大線出力	W/cm	367
ボイド反応度(実効的)	\$	3.9 (<-0.01)
MA 核変換量	kg/GWe/年	212
増殖比	—	1.03
燃料ピンバンドル部圧損	MPa	0.1 以下
燃料被覆管最高温度	°C	699
CDF	—	0.35 以下

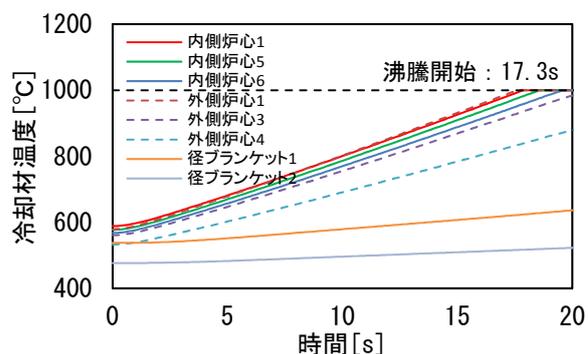


図 1 発熱部出口の冷却材温度変化

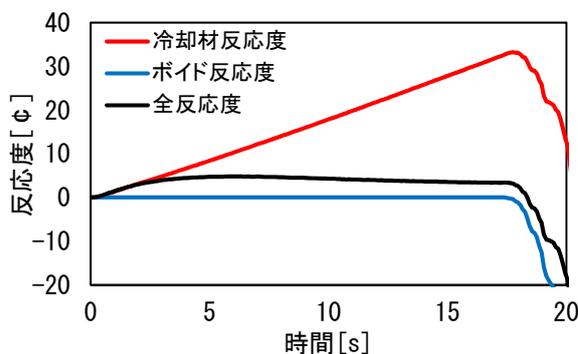


図 2 反応度

参考文献

[1] 藤又他, 日本原子力学会 61 年会, C59 [2] 藤村他, 日本原子力学会 2015 秋の大会, A14

謝辞 本研究は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、福井大学が実施している「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究の平成 25 年度～平成 28 年度の成果を含みます。

*Shota Shirakura¹, Satoshi Itooka¹, Toshikazu Takeda²/ ¹Hitachi-GE, ²University of Fukui.

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

[3F06-07] Strategy of Reactor Type

Chair: Kazuteru Sugino (JAEA)

Wed. Mar 29, 2017 10:45 AM - 11:15 AM Room F (16-206 Building No.16)

[3F06] Study on full recycling of TRU utilizing LWR and FR

*Ren Shimada¹, Satoshi Takeda¹, Takanori Kitada¹ (1. Osaka University)

10:45 AM - 11:00 AM

[3F07] Study on the deployment scenario of Light Water Reactors and Fast Breeder Reactors in Japan for maintaining nuclear power generation share at 20-22%

*Akiyoshi Tsuji¹, Horoki Takezawa¹, Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo city University)

11:00 AM - 11:15 AM

軽水炉及び高速炉を用いた TRU 閉サイクルに関する検討

Study on Full Recycling of TRU utilizing LWR and FR

*嶋田 廉¹, 竹田 敏¹, 北田孝典¹

¹大阪大学

本研究では、TRU 閉サイクル達成時の高速炉の Pu 及び MA の変換効率の変化による核燃料サイクルへの影響を評価した。燃焼計算により軽水炉及び高速炉の性能評価を行い、TRU 閉サイクル達成時の軽水炉及び高速炉の基数、TRU 再処理量に関して検討を行った。

キーワード：TRU、Pu、MA、閉サイクル、軽水炉、高速炉

1. 緒言

高速炉を用いた効率的な TRU 利用が数多く検討されてきたが、TRU 閉サイクルを達成する際に必要な原子炉の基数、Pu 及び MA の再処理量に関しての検討は十分でない。本研究では、軽水炉及び高速炉による TRU 閉サイクル達成時の各原子炉の基数、Pu 及び MA の再処理量を求めた。また、高速炉の Pu 及び MA 変換効率の変化が及ぼす TRU 閉サイクルへの影響を調査した。

2. 解析手法

燃焼計算コード SWAT を用いてピンセル体系の燃焼計算を行い、PWR-UO₂、PWR-MOX、FR-1,2,3 の 5 つの平衡時の Pu 及び MA の発生量または消滅量を算出した。PWR-UO₂、MOX はそれぞれ UO₂、MOX 燃料を装荷した PWR であり、FR-1 は現在検討されている発電用商用高速炉、FR-2 は Pu の燃焼に特化した高速炉、FR-3 は MA 非均質装荷と減速材の利用により MA の燃焼に特化する高速炉を想定した。高速炉の燃焼計算では、核計算コード SRAC-CITATION を用いた 2 次元炉心体系の中性子スペクトル及び出力分布を適用した。また、MA 添加率は炉心平均で 5-10wt%、運転期間は 5 [年]、発電容量は 1 [GWe] で統一し 50 [GWe] の電力需要を前提とした。この時、50 基の原子炉で発生、消滅する TRU が等しい場合を閉サイクルとし、FR-1,2,3 をそれぞれ用いた場合の各原子炉の基数及び TRU 再処理量を算出した。

3. 結果、考察

TRU 閉サイクル達成時に必要な PWR-MOX 及び各 FR-1,2,3 の基数を図 1 に示す。FR-1、FR-3 サイクルではいずれの MA 添加率でも TRU 閉サイクルが達成された。FR-3 サイクルでは FR-1 と比較して高速炉の基数が減少傾向にあり、これは減速材装荷により MA 変換効率が 25%程度から 30%程度に向上したことに起因する。FR-2 サイクルでは高速炉の基数が FR-1 から増加傾向にあり、MA 添加率 5wt%では閉サイクルが成立しなかった。しかし、添加率 6.7wt%で PWR-MOX を必要としない TRU 閉サイクルが達成された。これらは Pu 装荷量及び変換効率が 1.5 倍程度に向上したこと、MA 変換効率が 25%程度から 15%程度に悪化したことに起因する。また、全てのサイクルで MA 添加率の向上により高速炉の基数が低減され、このことから MA 変換効率が基数に及ぼす影響は大きいといえる。

TRU 閉サイクル達成時の TRU 再処理量を図 2 に示す。FR-1 サイクルと比較して FR-2 サイクルの場合 TRU 処理量は増加することが確認できる。これは、FR-2 サイクルでは TRU を最も多く生成する PWR-UO₂ の基数が 5 基程度増加したことに起因する。また、FR-3 サイクルではウラン母材の MA ターゲット燃料の導入により、Pu 富化度が高い炉心部の燃焼度が上昇し変換効率が 10%程度から 13%程度に上昇したことや、減速材の導入により MA 変換効率が 25%程度から 30%程度に上昇したことで、TRU 再処理量が低減されている。また、全てのサイクルで MA 添加率の向上により TRU 再処理量が増加しているが、これは TRU を生成する PWR-UO₂ の基数の増加に起因する。

これらの結果から、高速炉の基数は FR-1,2,3 のいずれを用いた場合でも MA 添加率の上昇により単純に減少し最大 1 基程度の差異となった。一方、TRU 再処理量に関しては MA 添加率の上昇により単純に増加し、最大 10t 程度の差異が生じることが確認された。よって、TRU 変換効率の変化によるサイクルへの影響は高速炉の基数よりも TRU 再処理量への影響が大きいことが確認された。

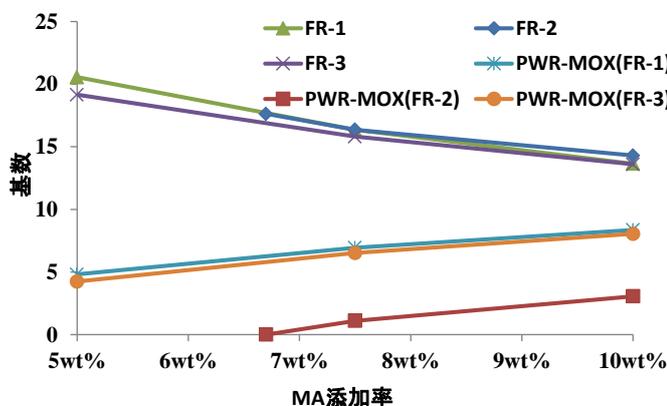


図 1 閉サイクル達成時の各原子炉の基数

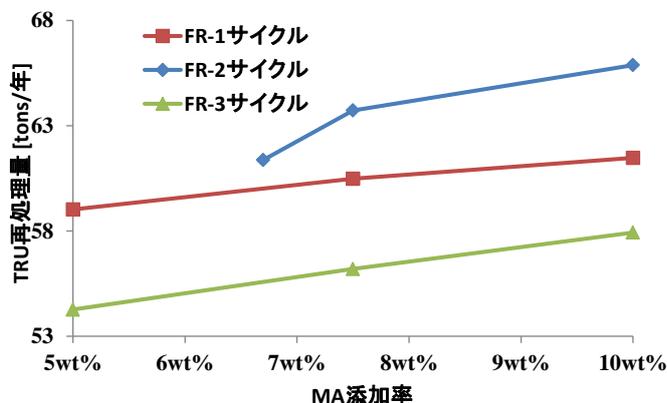


図 2 閉サイクル達成時の TRU 再処理量

*Ren Shimada¹, Satoshi Takeda¹ and Takanori Kitada¹

¹Osaka Univ.

原子力発電比率 20～22%を維持するための 国内の軽水炉・高速炉導入シナリオ検討

Study on the deployment scenario of LWRs and FBRs
for achieving the FY 2030 target share of nuclear power generation

*辻 晃慶, 竹澤 宏樹, 高木 直行

東京都市大学

政府が長期エネルギー需給見通しにおいて掲げた「2030年時点における原子力発電比率 20～22%」が達成され、かつ同出力の電力需要が将来にわたって維持されると仮定し、ウラン資源が枯渇する前にFBRに移行するためのLWR・FBR導入シナリオの検討を行った。

キーワード: 導入シナリオ FBR

1. 緒言

政府、経済産業省は長期エネルギー需給見通しにおいて、諸々の政府目標を達成する中で、原子力発電は東日本大震災前に約3割を占めていた発電比率を、2030年度に20%～22%程度へと大きく低減するとした。また、ウラン資源は有限であり、将来枯渇することが予期されるため、FBRへの移行は必須である。

そこで、政府目標を達成しウラン資源が枯渇する前にFBRに移行するためのLWR・FBR導入シナリオの検討を行った。

2. 本論

本研究では、我が国の実績より、設備利用率は80%を想定し、原子力発電設備が2030年度の電源構成比20～22%、即ち、約33GWeを割らないように設定し、以後一定の需要であるとした。

図1に示す、原子炉設備容量を約33GWeで一定とするよう導入量を調整する「充足設置」とは別に、3,4カ年に1基、新規FBRを設置する図2に示す「定期設置」の2つのシナリオを想定した。

パラメータとして、FBRの増殖比を1.10と1.03の2つ、FBR使用済燃料の再処理を全量、半量の2つを設定した。

また、分離済みPu量に対して、保有量100tの上限を定めるシナリオを設定した、この基準を超える際は再処理を停止し、新たに分離済みPuが生産されないことを以て、過剰生産に対処するものである。図1,2のシナリオにおいて、ORIGEN2を用いPu収支を評価した。

図1において定めた充足設置では、既存LWRが一律60年運転と設定したため、2030年時点における原子力発電比率目標は達成されるが、2070年からの33カ年、新規の原子炉の建設が行われない期間が存在し、技術継承の観点から懸念が生じる。

充足設置ではFBRの導入が全設備容量の1/3に抑えられ、全設備容量は33GWeで一定に保たれるが、分離Puの蓄積が膨大となる。一方、FBRを定期的に導入する定期設置では全設備容量が一時50GWeに達するが、Pu蓄積量が少なく済むメリットがある。

3. 結論

以上より、2030年次における政策目標を達成するためには、既存炉のうち34基以上を運転し複数の炉に運転延長の措置をとることが不可欠である。

定期設置を行い再処理量の調整を行えばFBRへの移行の際の必要Pu量はLWRの使用済燃料再処理で得られるPu(約100ton)で賄うことができ、FBRへの移行の際、FBRの更新の際に低い増殖比のFBRで移行できる可能性が示唆された。

本シナリオにおいてウラン鉱石の消費量は究極資源量の10%程度である。しかし、これらは新設したLWRをUO₂燃料で使用し続けた場合の消費量であり、今回は再処理量の調整により、過剰な分離済みPuを抱えないと設定したが、MOX-LWRの導入により、さらに削減できる可能性がある。

参考文献

[1]経済産業省 長期エネルギー需給見通し 平成27年7月 [2]Uranium2014 OECD/NEA [3]FBRサイクルの実用化戦略調査研究 フェーズII技術検討書 JAEA-Research 2006-042 [4]JENDL-4.0に基づくORIGEN2用断面積ライブラリセット :ORLIBJ40 JAEA-Data/Code 2012-032 [5]FBR移行期サイクル諸量に対する諸パラメータの影響度評価 電力中央研究所 L08004 平成20年11月

*Akiyoshi Tsuji, Hiroki Takezawa, Naoyuki Takaki
Tokyo City Univ.



図1：設備容量の推移 “充足設置”

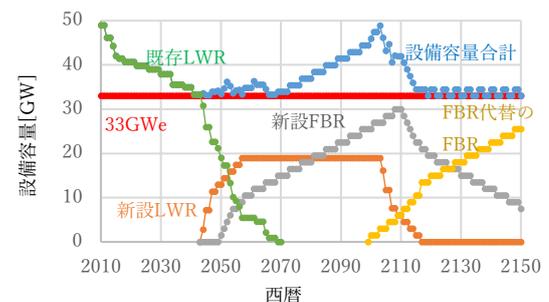


図2：設備容量の推移 “定期設置”

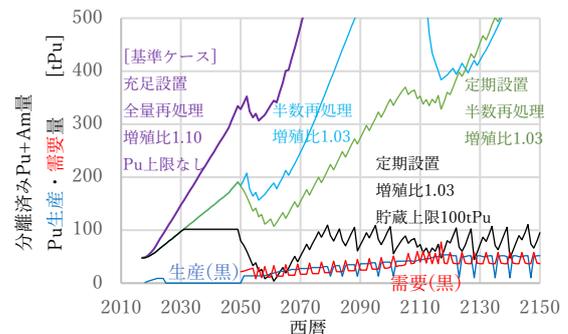


図3：分離済みPu+Am収支

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

[3F08-10] Core Neutronics Evaluation

Chair: Hirokazu Ohta (CRIEPI)

Wed. Mar 29, 2017 11:15 AM - 12:00 PM Room F (16-206 Building No.16)

[3F08] Comparison of Calculation Results of Benchmark Problem for ASTRID Initial Core (3)

*Akihiro Hara¹, Christine COQUELET-PASCAL² (1. Toshiba Energy Systems and Solutions, 2. CEA, DEN, DER, SPRC/LEDC, Cadarache)

11:15 AM - 11:30 AM

[3F09] Effect of Na void propagation to void reactivity in Fast Reactors with Sodium Plenum

*Toshikazu Takeda¹, Koji Fujimura² (1. Research Institute of Nuclear Engineering ,University of Fukui, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd)

11:30 AM - 11:45 AM

[3F10] Research and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner

*Junichi Miwa¹, Yasunobu Nagaya², Masaya Ohtsuka¹ (1. Hitachi, 2. JAEA)

11:45 AM - 12:00 PM

ASTRID 初期炉心の核特性ベンチマーク解析(3)

Comparison of Calculation Results of Benchmark Problem for ASTRID Initial Core (3)

*原 昭浩¹, COQUELET-PASCAL Christine²

¹東芝, ²CEA

ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration Energy Conversion System) と呼ばれるフランスのナトリウム冷却高速実証炉では、炉心全体で負のボイド反応度を持つ等、従来と比べ高い安全性を持つ設計が検討されている。CEA (Commissariat à l'Énergie Atomique et aux Énergies Alternatives) は、炉心安全性等の設計精度向上のため、核特性ベンチマーク解析を進めている。本発表では、前回に引き続き[1]、CEA-東芝間で進めているベンチマーク解析結果について報告する。

キーワード : ASTRID, SFR, MOX

1. 緒言

ASTRID の炉心については、炉心全体で負のナトリウムボイド反応度を持つ等、従来と比べより高い安全性を持つ、革新的設計が検討されている。負のボイド反応度を達成するために、炉心の上部ナトリウムプレナム、内部にブランケットを配置しており、両領域はボイド時の中性子漏れに大きく影響している。今回は、東芝として未実施であった、内部ブランケットの実効増倍率に対する非均質効果について検討を行った。

2. ベンチマーク解析条件

炉心体系は、初期炉心時において制御棒・炉停止棒を外側炉心上端まで引き抜いた状態を設定した。CEA は解析コード ERANOS / PARIS[2] と核データ JEFF3.1.1[3] を、東芝は解析コード DIF3D [4]/DANTSYS[5]/MVP[6] 等 と 核 デ ー タ JENDL-3.3[7]をそれぞれ使用した。

3. 結果

図に実効増倍率の計算結果を示す。内部ブランケットの非均質効果は、上下の炉心からの中性子の流れ込みを模擬するため、ピン形状を精確にモデル化できる、モンテカルロコード MVP を用いた計算を行った結果、 k_{eff} は増加した。

参考文献

[1] 原他, 2016年春の年会 2017

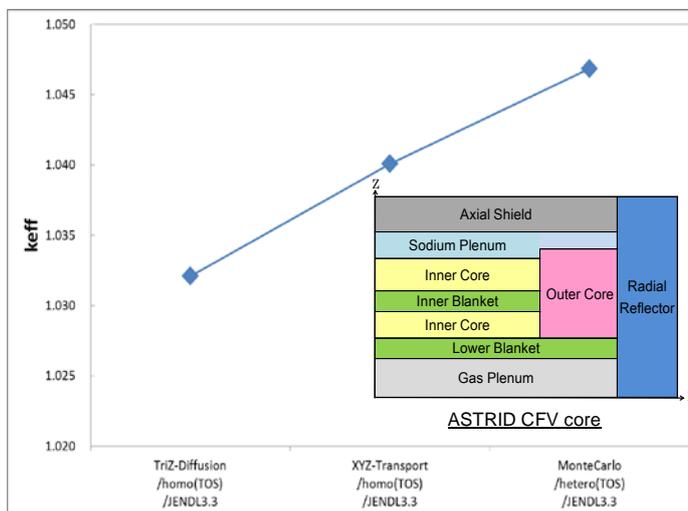
[2] R. Letellier et al., a New Capability in ERANOS II Nuovo Cimento, 33C, (2010).

[3] A. Santamarina et al., The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library (OECD/NEA, 2009).

[4] K. L. Derstine, ANL-82-64 (1984). [5] R. E. Alcouffe et al., LA-12969-M (1995).

[6] Y. Nagaya et al., JAERI-1348 (2005).

[7] K. Shibata et al., J. Nucl. Sci. Technol. 39, 1125 (2002).



* Akihiro Hara¹, COQUELET-PASCAL Christine²

¹Toshiba Corporation, ²CEA

Na プレナム付き高速炉のボイド反応度のボイド伝播依存性

Effect of void propagation to void reactivity in Fast Reactors with Sodium Plenum

*竹田 敏一¹, 藤村 幸治²

¹福井大学, ²日立 GE

ナトリウムプレナム付き高速炉のナトリウムボイド反応度のボイド伝播依存性について検討した。ULOF等の事故時にはナトリウムプレナム中のナトリウムは炉心に近い領域からボイドするが、ナトリウムプレナムの各領域のボイド反応度は隣接領域のボイド状態に強く依存することが分かった。

キーワード：ナトリウムボイド反応度、高速炉、ナトリウムプレナム

1. 緒言

ナトリウムプレナム付き高速炉のナトリウムボイド反応度のボイド伝播依存性について検討するため、ナトリウムプレナムを軸方向に3領域に分割して、ボイド伝播パターンを変えてボイド反応度を計算した。ナトリウムボイド反応度は70郡の輸送計算で計算した。

2. 計算結果と結論

計算体系を図1に示す。図1で

(a)はガスペナム、(b)～(d)はナトリウムプレナムであり、(e)は炉心上部領域(20cm)である。ナトリウム

沸騰が(a)領域から順次(a)→(b)

→(c)→(d)→(e)と遷移した場合の各領域のボイド反応度を計算し、各領域のみがボイドになった場合(ボイド反応度マップ)の反応度と比較した。結果を表1に示す。両結果は(a), (b)領域ではほぼ同程度であるが、(c)では差が生じはじめ、領域(d)ではボイド反応度マップから計算した結果は約60%過小評価し、領域(e)では70%過大評価することが分かった。このような結果は他のボイド伝播パターンに対しても見られた。このように、ナトリウムプレナム付き高速炉の過渡特性を評価するにはこのボイド伝播依存性を取り入れたボイド反応度を取り入れる必要があることが分かった。また、ナトリウムプレナムと共に炉心領域の上部が初期の状態からボイド化された場合のボイド反応度のボイド伝播依存性についても検討した。

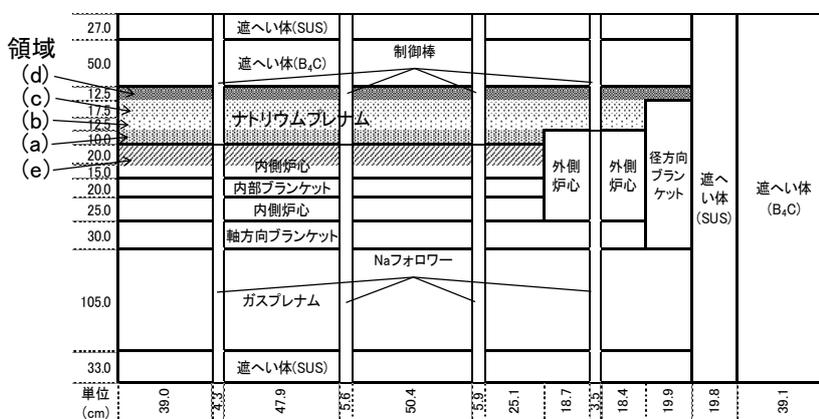


図1 ナトリウムプレナム付高速炉の計算体系

表1 各領域のボイド反応度のボイド伝播依存性 (dk/kk')

ボイド領域	ボイド伝播あり	ボイド反応度マップ (伝播なし)
Ⓐ	-9.15E-04	-9.15E-04
Ⓑ	-2.14E-03	-2.01E-03
Ⓒ	-2.73E-03	-1.98E-03
Ⓓ	-1.58E-03	-6.27E-04
Ⓔ	1.31E-03	2.20E-03

*Toshikazu Takeda¹, Koji Fujimura² / ¹University of Fukui, ²Hitachi-GE

高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発

(1)全炉心輸送計算による炉心特性評価

Research and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner

(1) Evaluation of Core Characteristics by Whole Core Neutron Transport Calculation

*三輪順一¹, 長家康展², 大塚雅哉¹

¹日立研開, ²JAEA

高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR^[1] (Resource-renewable Boiling Water Reactor: 資源再利用型沸騰水型軽水炉) を対象に、群定数計算に起因する誤差を排除できる全炉心モンテカルロ計算システムに熱水力計算を連成させた核熱結合計算および燃焼計算が可能な核熱連成計算システムを構築した。
キーワード: BWR、TRU 燃焼、全炉心輸送計算

1. 緒言: 近年、計算機の高速化・並列化により全炉心モンテカルロ計算が行われるようになったが、設計炉心を対象とした全炉心モンテカルロ計算では計算結果の保持領域(以下タリー)と断面データデータを格納するメモリが増大する課題がある。本研究では RBWR 炉心を対象に汎用計算機(PC クラスタ等)のメモリに格納可能な数 10 GB 以下を目標にタリーと断面データデータの削減方法を検討し、全炉心モンテカルロ計算と熱水力計算との核熱結合計算および燃焼計算が可能な計算システムを構築した。

2. 解析モデルによるタリー削減: RBWR は断面六角形の燃料集合体に燃料棒を稠密に配置するとともに、Y 字型制御棒の上部に水を排除するフォローを設けて中性子減速材である冷却水領域を減らし、さらに BWR の特徴である沸騰により水の割合を減らすことで、TRU の多重リサイクルを実現した低減速スペクトル炉である(図 1)。RBWR の稠密配置した燃料棒は集合体あたり 397 本であり、燃料棒毎に燃焼領域を設定するとタリーが 0.87 TB と膨大になる。そこで RBWR は低減速スペクトル炉のため集合体内の出力分布が通常の BWR と比較して平坦であり、また集合体平均の中性子スペクトルに対する個々の燃料棒の中性子スペクトル差も小さいことから、解析モデルの集合体内の燃焼領域を一領域としてタリーを 2.2 GB に削減した。

3. 解析手法による断面データ削減: モンテカルロ計算は核種毎にすべての温度の断面データが必要であり、RBWR では最大 0.47 TB となる。断面データ削減のため任意温度の断面データを 2 点の固定温度断面データで模擬できる擬似物質法^[2]を採用し断面データを 1.4 GB に削減した。単ピン体系における擬似物質法による実効増倍率は詳細計算と比較して 60 pcm 以下の反応度差で計算できることが分かった(図 2)。

4. まとめ: 本研究により全炉心モンテカルロ計算に必要なメモリを 1.34 TB から 3.6 GB とすることができ、現在の計算機リソースで実行可能な全炉心モンテカルロシステムを組み込んだ核熱連成計算システムを構築できた。

5. 謝辞: 本成果は文部科学省の委託事業「原子力システム研究開発事業」により得られたものである。

参考文献: [1] T. Hino, et al., Proc. ICAPP2014, Charlotte, North Carolina, April 6-9 (2014).

[2] J. L. Conlin et al., Tran. Am. Nucl. Soc., 92, pp.225-227 (2005).

*Junichi Miwa¹, Yasunobu Nagaya² and Masaya Ohtsuka¹

¹Hitachi, Ltd., ²Japan Atomic Energy Agency

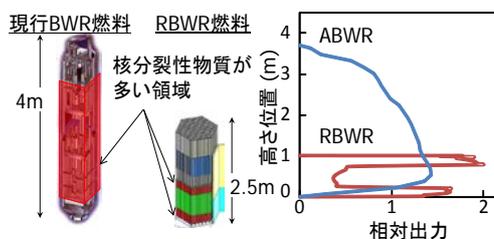


図 1 BWR と RBWR の燃料構成と軸方向出力分布

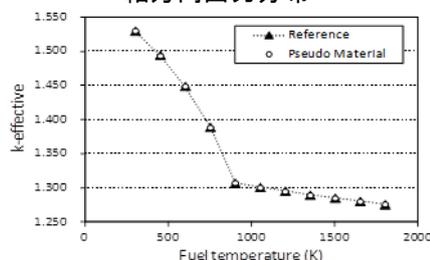


図 2 擬似物質法と詳細計算の比較

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

[3F11-13] Core Design 2 (Breeder Reactor)

Chair: Kazuteru Sugino (JAEA)

Wed. Mar 29, 2017 2:45 PM - 3:35 PM Room F (16-206 Building No.16)

[3F11] Preliminary Study of Super FBR with Multi-Axial Fuel Shuffling

*Shogo Noda¹, Takayuki Someya², Akifumi Yamaji¹ (1. Department of Applied Physics, School of Advanced Science and Engineering, Waseda University, 2. Cooperative Major in Nuclear Energy Graduate School of Advanced Science and Engineering, Waseda University)

2:45 PM - 3:00 PM

[3F12] Core design of breeding PWR using tightly packed fuel assembly

*Tetsuo Takei¹, Akifumi Yamaji¹ (1. Waseda Univ.)

3:00 PM - 3:15 PM

[3F13] Evaluation of Breeding Performance of Static Molten Salt Reactor

*Takumi Iida¹, Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo City Univ.)

3:15 PM - 3:30 PM

多段燃料シャッフリングによる超臨界圧高速増殖炉の炉心設計の予備検討

Preliminary Study of Super FBR with Multi-Axial Fuel Shuffling

*野田 昇吾¹, 染谷 崇之¹, 山路 哲史¹

¹早稲田大学

MOX 燃料集合体中に複数の層状 blanket を用いることで、炉内水密度変化が大きい超臨界圧炉の特長を活かした高速増殖炉を設計した。炉心を上下に分離し、独立に燃料交換する多段燃料シャッフリング法を考案し、燃料交換バッチ数が複合システム倍増時間(CSDT)に与える影響を評価した。

キーワード：多段燃料シャッフリング，超臨界圧軽水冷却炉，高速増殖炉，複合システム倍増時間(CSDT)

1. 研究背景・目的

超臨界圧炉は炉内水密度変化が大きく、炉心上部の硬い中性子スペクトルを利用した超臨界圧軽水冷却高速増殖炉(Super FBR)の設計が可能である。本研究では blanket 燃料を主とする炉心上部と MOX 燃料を主とする炉心下部それぞれ独立に燃料交換する軸方向非均質炉心の多段燃料シャッフリング法を提案し、燃料交換バッチ数が核分裂性プルトニウム(Puf)インベントリが倍になるのに要する時間(CSDT)に与える影響を明らかにすることを目的とした。

2. 設計目標・設計基準・炉心計算

設計目標には、①Puf 残存比(FPSR)>1 ②CSDT≤80 年 ③熱出力≥2469MWt(熱効率 40.5%で電気出力1000MWe 相当)を定めた。また、低圧損・高出口温度を目指す。設計基準には、①負のポイド反応度 ②被覆管表面最高温度(MCST)≤650℃ ③最大線出力(MLHGR)≤39kW/m を設けた。炉心核計算には中性子衝突確率法とマクロ断面積内挿法および中性子拡散近似法に基づく SRAC2006、ASMBURN、COREBN コードを用い、これらの結果とホットチャンネルと平均出力チャンネルの単チャンネル熱流動解析の結合計算により炉心特性を評価した。

3. 炉心設計

炉心は図 1 に示すような軸方向非均質体系とし、冷却材圧力は 25MPa、入口温度は 295℃、平均線出力密度(ALHGR)は 10.6 kW/m、燃料棒間ピッチ/外径比(P/D)は 1.1 とした。下部炉心の batch 数を 3.1 とし、上部炉心のシャッフリングと batch 数を変更した際の、炉外ファクタ、及び原子炉倍増時間(RDT)、CSDT の変化を分析した。上部炉心(blanket)の batch 数を 1 から 7.4 へ増やすと炉外ファクタはほとんど影響を受けず、RDT は最大で 20%以上減少し、その結果 CSDT が減少した。上部炉心 batch 数増大

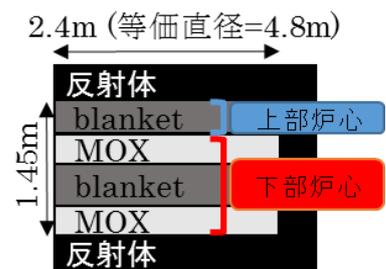


図 1. 軸方向炉心体系

に伴う blanket 部の中性子束の向上が RDT 低減の主因と考えられ、その効果は blanket の out-in 交換方式でより大きかった。一方、上部炉心 batch 数増加により取り出し集合体数は減少したが、集合体 1 体あたりの Puf 量の増加により、取り出し Puf 総量は減少しなかったため、炉外ファクタはあまり減少しなかった。

4. 結論

軸方向非均質のスーパー高速炉の多段燃料シャッフリング法を考案し、blanket 燃料を主とする上部炉心のバッチ数を適切に設計することで RDT を短縮し、CSDT を短縮できることが明らかになった。

*Shogo Noda¹, Takayuki Someya¹, Akifumi Yamaji¹

¹Waseda Univ.

燃料棒接触型稠密集合体を用いた加圧水型軽水炉の増殖炉心設計

Core design of breeding PWR using tightly packed fuel assembly

*武井 哲応¹, 山路 哲史¹

¹早稲田大学

本研究では、減速材対燃料体積比を大幅に低減する燃料棒接触型稠密集合体を用いる高増殖加圧水型軽水炉心概念を検討し、複合システム倍増時間の短縮を図った。

キーワード：高速増殖炉，加圧水型軽水炉，PWR，複合システム倍増時間，燃料棒接触型稠密集合体

1. 緒言

本研究では、燃料棒接触型稠密集合体(TPFA)(図1)を用い、負のボイド反応度と最小限界熱流束比(MDNBR) >1.72 [1]の暫定的な設計基準を満たす、複合システム倍増時間(CSDT)の短い高増殖炉心概念を検討した。TPFAは減速材対燃料体積比を大幅に低減し、増殖性能の向上に適しているが、冷却材流路面積が小さいため、炉心熱出力の

向上が課題となる。すなわち、MDNBRの設計基準を満たすために必要な冷却材流量が大きな圧力損失をもたらす。また、負のボイド特性と炉心の大型化を両立するためには多数のブランケット燃料集合体が必要になるが、その際に炉心出力ピーキングの低減が課題となる。そこで本研究では、ブランケット燃料集合体に劣化ウランを用いる場合と、²³⁵Uを4.95 wt%含む濃縮ウランを用いる場合の炉心概念を検討した。

2. 炉心計算手法

炉心特性は、中性子衝突確率法とマクロ断面積内挿法および中性子拡散近似法に基づくSRAC2006、ASMBURN、COREBNコードを用いた核計算と、これらの結果から得られる各集合体の最大出力チャンネルおよび平均出力チャンネル出力分布を用いた単チャンネル熱流動計算を結合した三次元核熱結合炉心燃焼計算により評価した。また、限界熱流束はKfK式[2]で評価した。

3. 結果と考察

炉心諸元を表1に示す。ブランケット燃料集合体に劣化ウランを使用する場合、径方向出力ピーキングが大きくなった。平均線出力密度の増加により、CSDTは短縮できるが、MOX燃料を使用するシード燃料集合体で圧力損失の大幅な増加を伴う。ブランケット燃料集合体に濃縮ウランを用いると、径方向出力ピーキングの低減による圧力損失低減と、ボイド反応度改善による炉心の大型化によって、炉心熱出力を増大できた。また、CSDTを54年まで短縮できた。

3. 結論

TPFAを用いたPWR炉心概念を検討し、出力密度増加によるCSDTの短縮と圧力損失増加の関係および、濃縮ウランによる出力ピーキング低減と出力密度の向上、CSDTの大幅な短縮が可能であることを示した。

参考文献 [1] Yoshiaki Oka, 2014, Nuclear Reactor Design, An Advanced Course in Nuclear Engineering, 119-120.

[2] M. Dalle and W. Hame, 1985, Critical Heat Flux Correlation for Triangular Arrays of Rod Bundles with Tight Lattices, Including the Spiral Spacer Effect.

*Tetsuo Takei¹, Akifumi Yamaji¹

¹Waseda Univ.

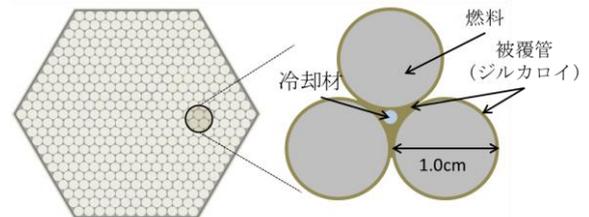


図1 燃料棒接触型稠密集合体

表1 炉心諸元

ブランケット燃料	劣化ウラン	←	濃縮ウラン
炉心有効長/炉心等価直径[m]	1.0/5.0	←	2.1/5.0
燃料集合体数(シード/ブランケット)	145/222	←	←
平均プルトニウム富化度[wt%]	28.3	←	18.3
炉心熱出力[MW]	455	546	1091
平均線出力密度[kW/m]	2.3	2.7	2.5
最大線出力密度[kW/m]	11.3	13.7	8.1
径方向出力ピーキング係数	2.6	2.6	1.9
平均取り出し燃焼度(シード)[GWd/t]	32.3	38.8	24.1
圧力損失[MPa]	0.49	1.45	0.93
複合システム倍増時間[year]	209	163	54

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

[3F14-16] Core Design 3

Chair: Naoto Aizawa (Tohoku Univ.)

Wed. Mar 29, 2017 3:35 PM - 4:25 PM Room F (16-206 Building No.16)

[3F14] Optimization of neutron irradiation field for producing high quality and large scale semiconductor in pebble bed HTGR

*Masaru Ishimaru¹, Naoyuki Takaki¹ (1. Tokyo City University)

3:35 PM - 3:50 PM

[3F15] Initial Core Design of CANDLE Burring Fast Reactor Using Plutonium from LWR Spent Fuel

*Hiroki OSATO¹, Jun NISHIYAMA², Toru OBARA² (1. Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology)

3:50 PM - 4:05 PM

[3F16] Feasibility of Breed and Burn Reactor with Continuous Fuel Moving

*Kazuki Kuwagaki¹, Jun Nishiyama², Toru Obara² (1. Tokyo Institute of Technology, Department of Nuclear Engineering, 2. Tokyo Institute of Technology, Institute of Innovative Research, Laboratory for Advanced Nuclear Energy)

4:05 PM - 4:20 PM

ペブルベッド型高温ガス炉における 高品質・大口径 Si 半導体製造のための中性子照射場の最適化

Optimization of neutron irradiation field

for producing high quality and large scale semiconductor in pebble bed HTGR

*石丸 卓, 高木直行

東京都市大学 原子力安全工学科

本研究の目的はペブルベッド型高温ガス炉を用いて高品質・大口径の Si 半導体製造をするための中性子照射場の最適化であり、中性子輸送モンテカルロコード MVP-2.0 を用いて、中性子照射によって Si インゴット内に生成されるリンの均一度を高めることができる Si 装荷方法などを検討した。

キーワード: 高温ガス炉、核変換、シリコンドーピング

1. 緒言

近年、ハイブリット車の普及などに伴い、世界的に高品質・大口径な Si 半導体(以下、NTD-Si という)の需要が高まってきていて、2030 年の NTD-Si の需要は 1000t/年と推測されている^[1]。

NTD 法は、 $^{30}\text{Si}(n,\gamma)^{31}\text{Si}$ 反応及び、それに続く $^{31}\text{Si}\rightarrow^{31}\text{P}$ の β 崩壊による、従来の方法よりもより均一に Si に P を添加することができる方法である。従来の原子炉を用いた NTD は、Si インゴットの交換の際に運転を止めなければならなかったが、ペブルベッド型高温ガス炉を用い、燃料交換と同じように運転を止めずに Si インゴットの交換を行うことで、高効率で高品質・大口径な Si 半導体が製造できる可能性がある。しかし、今までにそのような研究はほとんど行われてこなかった。よって、本研究ではペブルベッド型高温ガス炉において NTD (Neutron Transmutation Doping)法を用いて高品質・大口径な Si 半導体を製造することを目的とし、中性子照射場の最適化の検討を行った。

2. 計算手法

2013 年まで南アフリカでの建設が検討されていた 400MWt 出力 PBMR^[2]を対象炉心とした。PBMR の炉心は高さ 11m,直径 3.7m であり、中央に直径 2m の黒鉛反射体が備え付けられている。この黒鉛反射体の中に直径 30cm,60cm の二種類 Si インゴットを、1~7 体装荷し、Si 内の P 生成量非均一度(以下、非均一度という)が最も小さい場合の結果を用いて年間可能製造量を算出した。

非均一度 $\leq \pm 4\%$ 、年間 NTD-Si 製造量 $\geq 1000\text{t}$ を成立条件とした。

3. 結果・考察

直径 30cm の Si インゴットを一体のみ装荷したとき、最も非均一度が低く、3.74%であった。設備利用率を 80%としたときの年間 NTD-Si 製造量は 2000t を超えた。

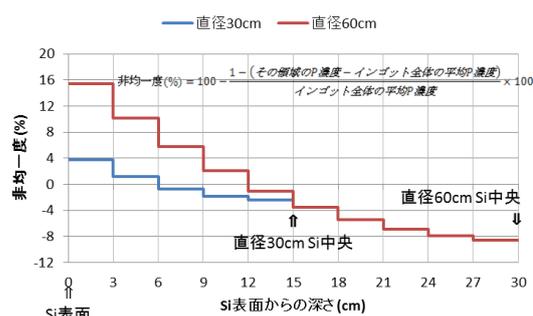


図 1. Si インゴット 1 体装荷時の非均一度

4. 結論

中性子照射場の最適化を行うことで、ペブルベッド型高温ガス炉を用いた NTD-Si の製造が可能である。

参考文献

[1] Myong-Seop Kim; Sang-Jun Park; In-Cheol Lim, Estimation of future demand for neutron-transmutation-doped silicon caused by development of hybrid electric vehicle and its supply from research reactors, Power Electronics and Applications, 2009. EPE '09. 13th European Conference on

[2] Atomica, 南アフリカ PBMR の建設構想, http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=03-03-07-04

*Masaru Ishimaru, Naoyuki Takaki

Department of Nuclear Safety Engineering, Tokyo City University

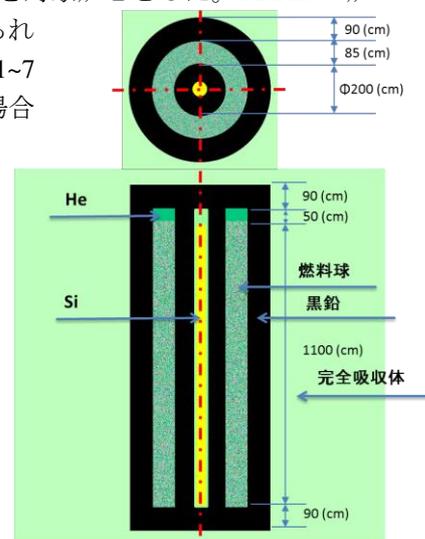


図 2. PBMR の炉心モデル

軽水炉プルトニウムを用いた CANDLE 燃焼高速炉の初期炉心設計

Initial Core Design of CANDLE Burning Fast Reactor Using Plutonium from LWR Spent Fuel

*大里 洋輝¹, 西山 潤², 小原 徹²

¹東京工業大学大学院 環境社会理工学院 融合理工学系 原子核工学コース

²東京工業大学 科学技術創成研究院 先導原子力研究所

軽水炉使用済燃料由来のプルトニウム燃料を初期炉心に用いた CANDLE 燃焼高速炉において、原子炉起動時から平衡状態に至るまでの過渡過程における余剰反応度が 1%以下となる初期炉心の設計条件を明らかにした。

キーワード：CANDLE 燃焼高速炉、初期炉心設計、余剰反応度、軽水炉プルトニウム、鉛ビスマス

1. 緒言

CANDLE 燃焼炉[1]は、初期炉心燃料には濃縮ウランまたはプルトニウムを必要とするが新燃料には天然ウランを使用でき、濃縮および再処理工程を必要としないウラン資源の高効率利用が実現できるワンスルー高速炉である。本研究の目的は、軽水炉使用済燃料由来のプルトニウム燃料を初期炉心に用いた CANDLE 燃焼高速炉において、原子炉起動時から平衡状態に至るまでの過渡過程における余剰反応度が 1%以下となる初期炉心の設計条件を明らかにすることである。

2. 方法

炉型は中性子の漏れが少ない大型高速炉とし、燃料は密度が大きい金属燃料を使用し、冷却材および反射体として炉内中性子スペクトルが硬くなる鉛ビスマス共晶合金を採用した。表 1 に炉心設計値を示す。原子炉起動用のスターター燃料を炉心最上部領域に装荷し、運転期間中の実効増倍率の低下を補うためのブースター燃料をスターター燃料の下部領域に装荷した。核計算には、格子燃焼計算に SRAC コード、全炉心燃焼計算に COREBN コード、断面積ライブラリに JENDL-4.0 を使用した。

表 1：炉心設計値

炉心半径 [cm]	200
炉心高さ [cm]	250
反射体厚さ [cm]	100
燃料要素直径 [mm]	7.8
被覆管内径 [mm]	9.0
被覆管外径 [mm]	10.2
ピンピッチ [mm]	12.0
スミア密度 [%]	75
熱出力 [MWt]	3000

3. 結果

まず初めに、スターター燃料のプルトニウム富化度および装荷領域を変化させ、初期炉心が臨界かつ余剰反応度の最大値が 1%以下となる条件を見つけ出した。次に、ブースター燃料のプルトニウム富化度と、スターターおよびブースター燃料の間の距離を変化させることで、運転期間に常に臨界かつ余剰反応度の最大値を 1%以下とすることが可能であることが明らかになった。実効増倍率の変化を図 1 に示す。初期炉心に装荷されているプルトニウム量は 2.76 トンであり、日本はおよそ 209 トンのプルトニウムを保有しているため、3000MWt の CANDLE 燃焼高速炉を 75 基起動できる。

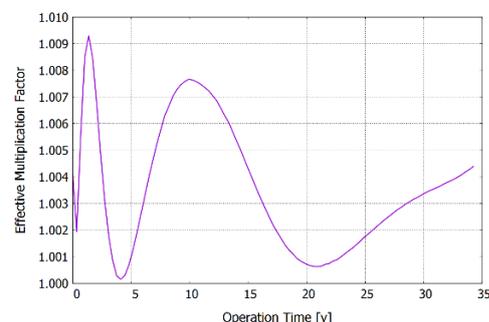


図 1：実効増倍率の変化

参考文献

[1] H. Sekimoto, K. Ryu and Y. Yoshimura, "CANDLE: The New Burnup Strategy", Nucl. Sci. Eng., 139, 306-317(2001).

*OSATO Hiroki¹, NISHIYAMA Jun² and OBARA Toru²

¹Graduate Major in Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology

²Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology

連続燃料移動によるブリードバーン型原子炉の成立性

Feasibility of Breed and Burn Reactor with Continuous Fuel Moving

*桑垣 一紀¹, 西山 潤², 小原 徹²

¹東京工業大学大学院 理工学研究科 原子核工学専攻,

²東京工業大学 科学技術創生研究院 先導原子力研究所

ブリードバーン型原子炉の運転中の燃料交換に伴い炉特性が大きく変化するという課題を解決するために、燃料集合体を連続的に移動して燃料交換を行う連続燃料移動方式の検討を行った結果、炉特性の変化が小さい平衡燃焼状態が実現できる可能性があることが明らかとなった。

キーワード：ワンスルー高速炉, ブリードバーン型原子炉, 燃料シャッフリング, 鉛ビスマス冷却

1. 緒言

核分裂性物質の増殖(Breeding)と燃焼(Burning)による消費が同一炉心内で釣り合い、運転に伴い燃焼領域が自律的に移動するブリードバーン型原子炉では、燃焼集合体のシャッフリングに伴い炉特性が変化してしまうという課題がある。そこで、燃料集合体を連続的に移動させ、燃料装荷による炉心中性子束分布の変化が小さくなるようシャッフリングすれば、炉特性の変化を小さくできると期待できる。本研究では、連続燃料移動方式によって炉特性への影響が小さい燃料交換が可能か明らかにすることを目的とする。

2. 方法

MVP-2.0 及び JENDL-4.0 をベースに連続燃料移動を用いた炉心の燃焼計算を行う数値解析ツールを開発し、表 1 に示す天然ウランから成る初期炉心に連続燃料移動を用いた場合について数値解析を行った。冷却材には鉛ビスマス、燃料被覆管には 9Cr-ODS 鋼を用いた。燃料移動の概念図を図 1 に示す。それぞれの燃料集合体を一定の時間間隔で赤い矢印に沿って移動することで燃料交換を行う。燃料移動時間の間隔は 1000 日とした。

3. 結果

解析の結果、天然ウランを初期炉心燃料とし、本連続燃料移動方式を用いた場合には、最初は未臨界であるものの次第に実効増倍率が上昇し、最終的には実効増倍率約 1.09 の平衡燃焼状態に至るということが分かった。また、平衡燃焼状態では燃料交換による実効増倍率の変化が 0.1% 以内に収まった。これにより、連続燃料移動方式による炉特性への影響が小さい燃料交換の実現可能性が示された。

表 1：炉心設計

炉心形状	炉心出力 [MWt]	740
	炉心高さ [cm]	220.0
	炉心相当半径 [cm]	123.4
	反射体厚さ [m]	1.0
	反射体	鉛ビスマス
燃料設計	燃料ピン半径 [mm]	4.5
	被覆管内半径 [mm]	5.1
	ピンピッチ [m]	5.4
	燃料集合体数	169
	燃料体積割合	75%
	燃料温度 [K]	900
	冷却材温度 [K]	800
	燃料	U-Zr 合金
	被覆管材料	9Cr-ODS
冷却材	鉛ビスマス	

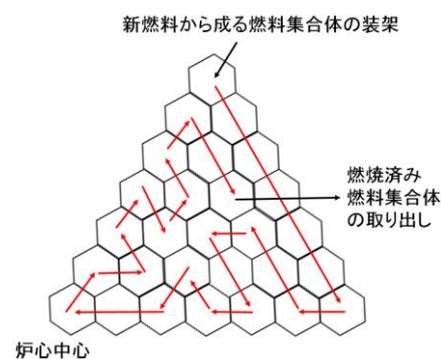


図 1：1/6 炉心での連続燃料集合体移動の概念図

*Kazuki Kuwagaki¹, Jun Nishiyama² and Toru Obara²

¹Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology., ² Institute of Innovative Research, Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology.

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-1 Design and Manufacturing of Reactor Components and Transportation Vessel/Storage Facility

[3G01-02] Design of He piping of HTTR and transport cask for accelerator target

Chair: Yasuhisa Nishi (CRIEPI)

Wed. Mar 29, 2017 10:00 AM - 10:35 AM Room G (16-207 Building No.16)

[3G01] High temperature heat transport piping design for HTTR-GT/H₂ plant

*Shoichi Horii¹, yasunobu nomoto¹, hiroyuki sato¹, xing yan¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

[3G02] Design of transfer cask of irradiated mercury vessel at J-PARC spallation neutron source

*Masahide Harada¹, Toshitsugu Uchida¹, Mitsuaki Sekijima¹, Katsuhiko Haga¹, Hiroyuki Kogawa¹, Hidetaka Kinoshita¹, Hiroshi Takada¹, Koichi Sato¹, Koichi Masuyama¹ (1. JAEA)

10:15 AM - 10:30 AM

HTTR 接続熱利用システムの高熱供給ヘリウム配管の設計

High temperature heat transport piping design for HTTR-GT/H₂ plant

*堀井 翔一¹, 野本 恭信¹, 佐藤 博之¹, ヤン ジングロン¹

¹ 日本原子力研究開発機構

HTTR に水素製造施設及びヘリウムガスタービンを接続したプラント (HTTR 接続熱利用システム) において、熱利用施設へ高温ヘリウムガスを輸送する熱供給配管について、ヘリウムガスの温度低下を抑制する配管構造の選定結果を報告する。

キーワード: 高温ガス炉, 熱利用システム, ヘリウム, 配管設計

1. 緒言

原子力機構では、優れた安全性を有し高温熱供給が可能な高温ガス炉の多様な産業利用に向けて、HTTR 接続熱利用システムによる水素・電力コジェネレーション実証試験を計画している。本発表では、発電及び水素製造の実証に向けて要求されるヘリウムガス温度低下量を満足する熱供給配管仕様を検討した。

2. 配管設計

2-1. 検討条件

配管レイアウトを図1に、検討条件を表1に、高温ヘリウムガスを流す配管構造を図2に示す。ライナ及び内部断熱材はHTTRの二重管と同材料、外管は、HTTRで採用されたSCMV4と高温強度を有するSUS316を用いて2次系は、内部断熱管の外管材料の違い、3次系は、二重管及び内部断熱管の違いを比較検討した。水素製造量を確保するためなるべく高温のヘリウムガスを供給する必要があることから、温度低下量は、IHXから第2IHXまでを15℃未満、第2IHXから硫酸分解器までを20℃未満と設定した。

2-2. 設計結果

配管構造及び外管材質の比較結果を表2に示す。二重管は、高温ヘリウムガスから低温ヘリウムガスへの熱逃げを抑制するため内管及び外管の口径が大きくなり、配管物量及び建設コストが増大する。一方、内部断熱管は、配管材の

最高使用温度を超えない範囲で内部断熱材及び保温材の厚さを確保することで、二重管より小口径でヘリウム温度低下条件を達成できる。さらに、外管をSCMV4から高温強度を有したSUS316に変更することで、より管径を小さくすることが可能となり、配管物量及び建設コストのさらなる低減が可能である。

3. 結論

HTTR 接続熱利用システムの2次系及び3次系熱供給配管として、より低コストでヘリウム温度低下条件を達成できる外管をSUS316とした内部断熱管を選定した。

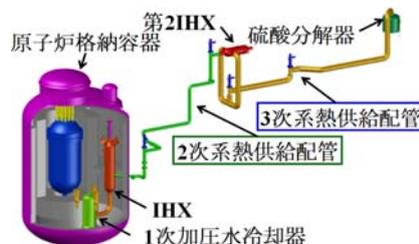


図1 評価対象の配管レイアウト

表1 熱供給配管の検討条件

項目	単位	2次系	3次系
圧力	MPa(G)	4.1	3.92
温度	℃	900/150	839.8/350
流量	kg/s	2.57	0.275
配管長	m	62.4	57

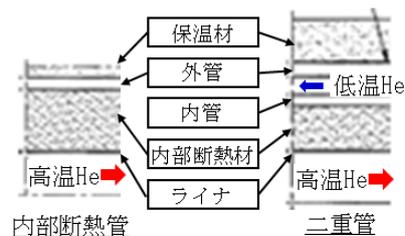


図2 熱供給配管構造図

表2 熱供給配管の比較結果

項目	2次系		3次系	
	内部断熱管*	SUS316	二重管	内部断熱管
配管構造	内部断熱管*	SUS316	二重管	内部断熱管
外管材質	SCMV4	SUS316	SUS316	SCMV4
He温度低下(℃)	14.4	14.7	19.9	19.7
配管物量(kg)	61.6x10 ³	57.3x10 ³	637.2x10 ³	206.6x10 ³
建設コスト比	1.00	0.98	1.00	0.33
				0.10

* 実用高温ガス炉(GTHTR300C)の2次系熱供給配管と同じ配管構造を採用するため、本設備の2次系は、内部断熱管を採用

* Shoichi Horii¹, Yasunobu Nomoto¹, Hiroyuki Sato¹ and Xing L. Yan¹

¹Japan Atomic Energy Agency

J-PARC 核破碎中性子源における照射後水銀ターゲット容器の 運搬キャスクの設計

Design of transfer cask of irradiated mercury vessel at J-PARC spallation neutron source

*原田 正英¹、内田 敏嗣¹、関島 光昭¹、羽賀 勝洋¹、粉川 広行¹、
木下 秀孝¹、高田 弘¹、佐藤 浩一¹、増山 康一¹

¹原子力機構

J-PARC の核破碎中性子源の照射後水銀ターゲット容器の運搬を行うために、運搬規則を満足する運搬キャスクの設計・検討を行った。遮蔽評価では、ターゲット容器の実機を模擬した計算モデルを構築し、粒子輸送計算シミュレーションを行った。実測データを活用することで、遮蔽評価の精度をあげた。

キーワード： J-PARC、中性子、中性子源、水銀ターゲット容器、運搬キャスク、遮蔽評価

1. 緒言

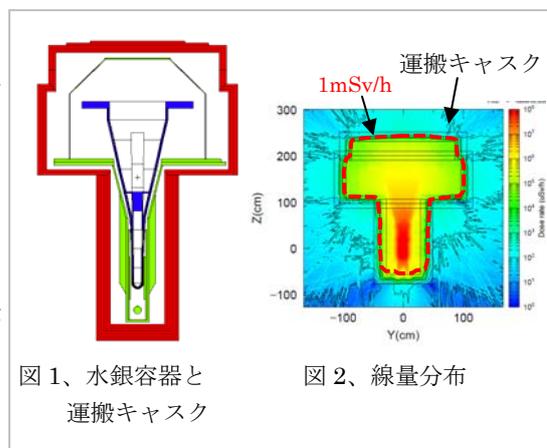
J-PARC の物質・生命科学実験施設 (MLF) にある核破碎中性子源は、水銀ターゲットに 3GeV、1MW 陽子ビームを照射し、発生する中性子を実験装置に供給している。水銀ターゲット容器 (水銀容器) は、ステンレス 316L 製で、キャビテーション損傷や材料損傷などにより、定期的に交換する必要があり、MLF には、現在 4 台の照射後水銀容器を保管している。保管スペースの制限から、平成 30 年度に、敷地内の別の保管設備に運搬することを検討しており、照射後水銀容器の運搬キャスクの準備をすすめている。運搬キャスク表面の線量が (運搬基準を満足する) 2mSv/h 以下となる遮蔽設計、1.6m 落下で、遮蔽性能や気密が担保される構造設計等を行った。本発表では、遮蔽評価を中心に本設計について報告する。

2. 遮蔽評価

遮蔽評価においては、粒子輸送計算コード PHITS 及び MCNPX、放射化計算コード DCHAIN-SP を駆使し、実機に近いモデルを構築して、評価を行った。最初に、中性子場と核破碎生成物生成量評価を PHITS で行い、DCHAIN-SP で、残留放射性核種からの γ 線源データを導出した。その γ 線源データを元に、MCNPX で γ 線の輸送計算を行った。出力と運転時間 (照射条件) により、放射化量が異なるため、保管している照射後水銀ターゲット容器の照射条件 (最大で約 2000MWh) 及び最大照射条件 (5000MWh) での遮蔽評価を行った。遮蔽評価の信頼性を向上するために、実測を行い、評価値と比較した。

3. 結果

図 1 に、水銀容器と運搬キャスクの計算モデルを、図 2 には、5000MWh 運転 2 年冷却後の線量分布を示す。初期の照射後水銀ターゲット容器では、線量評価値は実測値と良い一致を示した。一方、直近の照射後ターゲット容器では、線量評価値は、実測値を過小評価した。追加評価から、この過小評価の原因は、水銀の核破碎生成物からの成分及びステンレス中の不純物であるコバルトが原因であると推測された。詳細は当日報告する。



*Masahide Harada¹, Toshitsugu Uchida¹, Mitsuaki Sekijima¹, Toshihiro Haga¹, Hiroyuki Kogawa¹, Hidetaka Kinoshita¹, Hiroshi Takada¹, Koichi Sato¹, Koichi Masuyama¹,

¹Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-2 Operational Management, Inspection and Maintenance of Reactor

[3G03-05] Monitoring and Inspection

Chair: Masahiro Miki (Hitachi)

Wed. Mar 29, 2017 10:35 AM - 11:25 AM Room G (16-207 Building No.16)

[3G03] Verification of Alternative Dew Point Hygrometer for CV-LRT in Monju

*Masakazu Hatori¹, Fumiyasu Ono¹, Hisashi Abe², Hiroshi Kitano², Nobuo Hashiri³, Taisuke Inuzuka³, Yusuke Chiba¹, Shoichi ICHIKAWA¹, Takanori Kobayashi¹, Ryoichi Uekura¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Advanced Industrial Science and Technology, 3. Mitsubishi Heavy Industries)

10:35 AM - 10:50 AM

[3G04] Study on Corrosion Inspection of steel bar embedded in Concrete Using Laser excited Ultrasonic

*Akinori Furusawa¹, Akihiko Nishimura¹, Yusuke Takenaka² (1. JAEA, 2. A-tech Co. Ltd.)

10:50 AM - 11:05 AM

[3G05] WIRELESS CONTROL SYSTEM FOR ELECTROMAGNETIC WAVE DISTRIBUTION IN NUCLEAR POWER PLANT

*hidehiko kuroda¹, naoto kume¹, tomomi oshima¹, kei takakura¹, shigeru odanaka¹, hasegawa takeshi¹, naotaka oda¹ (1. TOSHIBA Corp)

11:05 AM - 11:20 AM

**「もんじゅ」の原子炉格納容器全体漏えい率試験
に対する代替露点検出器の実証試験**
— 静電容量式露点検出器に対する短期間及び長期間の検証試験 —
Verification of Alternative Dew Point Hygrometer for CV-LRT in MONJU

- Short and Long-Term Verification for Capacitance Type Dew Point Hygrometer -

*羽鳥 雅一¹, 大野 史靖¹, 市川 正一¹, 千葉 悠介¹, 小林 孝典¹, 上倉 亮一¹,
走利 信男², 犬塚 泰輔², 北野 寛³, 阿部 恒³

¹日本原子力研究開発機構, ²三菱重工株式会社, ³産業技術総合研究所

原子炉格納容器全体漏えい率試験で用いる既存の塩化リチウム式露点検出器の代替品として、静電容量式露点検出器の検証試験を実施し JEAC 4203-2008 要求精度を長期間にわたり有することを確認した。なお、当該機器を用いて原子炉格納容器内において長期間にわたり雰囲気計測を実施した事例は今回が初めてとなる。

キーワード：もんじゅ, 原子炉格納容器全体漏えい率試験, 露点検出器, 静電容量式, 塩化リチウム式, 高精度鏡面式, メンテナンス期間

1. 緒言 原子炉格納容器全体漏えい率試験 (CV-LRT) で用いている塩化リチウム式露点検出器【塗布材 (塩化リチウム水溶液) 有効期限: 3~6 ヶ月/メーカー推奨】のメンテナンス等による高速増殖原型炉「もんじゅ」のプラント工程への影響を低減するため、塩化リチウム式露点検出器の代替品として、静電容量式露点検出器の検証試験を実施した。

2. 試験方法 検証試験として、①「CV-LRT における静電容量式露点検出器と既設の塩化リチウム式露点検出器との比較検証試験」を行い、原子炉格納容器 (CV) 床上に設置した塩化リチウム式露点検出器 20 台と、静電容量式露点検出器 2 台の測定値について比較検証を行った。また、他に類を見ない試みとして、②「長期間 (2 年間) にわたる静電容量式露点検出器と高精度鏡面式露点検出器との比較による精度評価検証試験」を行い、静電容量式露点検出器の安定性を長期わたって検証した。

3. 試験結果・考察 ①の結果、静電容量式露点検出器 A, B の指示値は、同じ設置場所の塩化リチウム式検出器 ME-20 の指示値と同様、CV-LRT の時間経過に伴い増加傾向を示し、検出器 ME-20 の指示値より若干低い値を示した。しかし、検出器 A, B と検出器 ME-20 の指示値の差は最大でも約 0.5 °C であった。これより、CV-LRT 前後の校正結果の誤差 (最大値) は最大 0.5 °C であり、メーカー精度 ($\pm 2^\circ\text{C}$) の 1/4 にあたる高い精度を維持しており、CV-LRT の影響は見られなかった。

また②の結果、静電容量式露点検出器は、基準となる高精度鏡面式露点検出器との比較の結果、「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」^[1]に基づく規定要求精度 (検出器・変換器との合成精度: $\pm 2.04^\circ\text{C}$) を長期間にわたり有することを確認した。

以上のことから、静電容量式露点検出器は、CV-LRT 環境下にて既存の塩化リチウム式検出器の代替露点検出器として使用可能であり、原子炉格納容器内環境下にて長期間安定して測定可能であることから、検出器メンテナンスによる「もんじゅ」のプラント工程への影響がなく、2 年間の長期間の運用が可能である露点検出器であることを確認した。

4. 参考文献

[1] 日本電気協会, 日本電気協会電気技術規程 (原子力編) JEAC 4203-2008 「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」

*Masakazu HATORI¹, Fumiyasu OHNO¹, Shoichi ICHIKAWA¹, Yusuke CHIBA¹, Takanori KOBAYASHI¹, Ryoichi UEKURA¹, Nobuo HASHIRI², Taisuke INUZUKA², Hiroshi KITANO³, and Hisashi ABE³

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.,

³National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

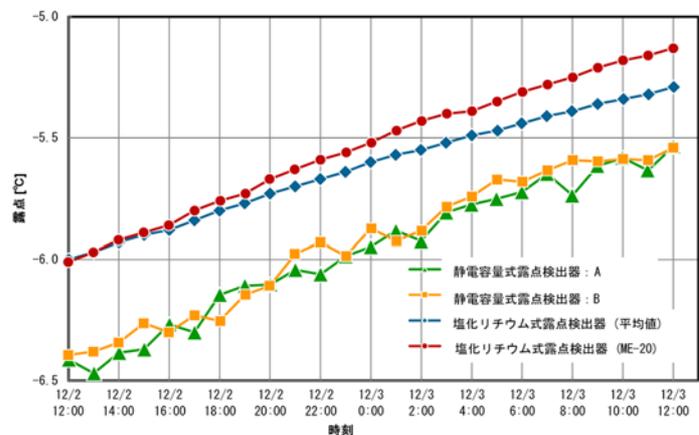


Fig. CV-LRT 条件下における検証試験結果

レーザー生成超音波を用いた鉄筋コンクリートの腐食検出に関する基礎検討

Study on Corrosion Inspection of Steel Bar Embedded in Concrete Using Laser Excited Ultrasonic

*古澤彰憲¹, 西村昭彦¹, 竹仲佑介²

¹原子力機構, ²エーテック株式会社

パルスレーザーを用いて腐食した鉄筋コンクリート構造体の鉄筋部分を伝搬する音響波を生成し、その伝搬・周波数特性を測定した。本発表では実験の概要と、腐食が鉄筋を伝播する超音波の周波数成分に与える影響について報告する。

キーワード: 超音波, 構造物健全性評価, ガイド波.

1. はじめに 導波路を音響波が伝搬する場合、コア材料とその外層材料の境界におけるインピーダンスマッチングの影響を受けることから、インピーダンスに不整合がある場合、コア材料を伝搬する波を測定することで不整合の程度を定量化できる。本発表では遠隔計測装置への搭載を目標に、過酷環境に置かれた鉄筋コンクリート試験体を対象として、腐食の有無による超音波信号の周波数特性変化を報告する。

2. 実験の方法 実験の概要を図1に示す。鉄筋コンクリートを模擬した円柱形の試験体を作成し、同試験体を塩化ナトリウム水溶液に浸し、直流電流を流すことで電気腐食 (2 A×4 時間) させる^[1]。電食させた後の試験体は、ナノ秒パルスレーザー (波長 1064 nm、出力 140 mJ) を鉄筋部底部に照射して超音波を励起し、その対面に配置した超音波レシーバーにより試験体通過後の波形を観測する。得られた超音波信号をフーリエ解析することで、鉄筋の腐食が鉄筋を伝播する超音波に与える影響を評価した。

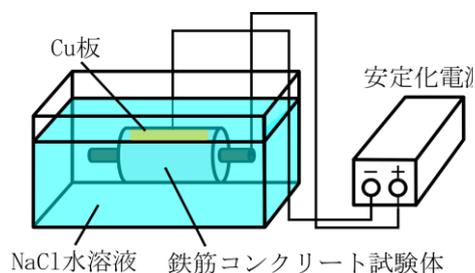


図1:電食実験概要図

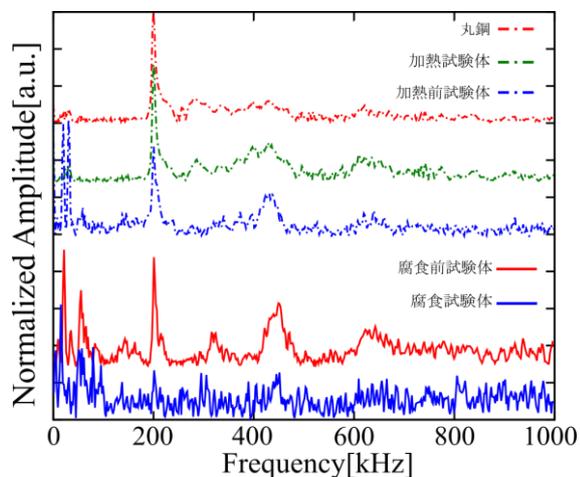


図2:周波数解析結果

3. 実験結果および考察 図2に腐食させていない試験体の測定結果とともに超音波信号の周波数解析を行い、その結果を示す。図2中の赤実線が腐食を施す前、青実線が腐食を施した後の波形に対する結果である。一点鎖線で示したものは、加熱前後の鉄筋コンクリート試験体 (青、緑鎖線) および丸鋼 (赤鎖線) における超音波測定試験波形におけるフーリエ解析結果である。腐食試験体のみ 200 [kHz] 周辺のピークが見られない。これは電食によって、コンクリート内・外部の鉄筋が腐食しレーザーによって生成される超音波モードが変化したこと、コンクリート内部に水 (腐食) が浸入し鉄筋-コンクリート間の音響インピーダンスが変化したことなどによる結果と推察される。

4. まとめおよび今後の展開 本発表では、鉄筋腐食が鉄筋を伝播する超音波の特定の周波数成分に影響を与えることを報告した。今後の展開としては、第1に腐食の程度と測定される超音波の関連の調査と試験体内部の腐食状況の調査が挙げられる。第2に、シミュレーションによる伝播モードの可視化と超音波伝播のメカニズム解明を行う。

参考文献

[1]長岡ら, “主鉄筋の腐食膨張挙動に対するコンクリートの拘束厚に基づく付着割裂性状評価”, コンクリート工学論文集, vol. 24, no. 2, 2013.

*Akinori Furusawa¹, Akihiko Nishimura¹, Kazuhiro Torimoto² and Yusuke Takenaka³

¹Japan Atomic Energy Agency, ²A-tec Co., Ltd.

原子力発電所内の無線適用に向けた電波分布制御手法の開発

WIRELESS CONTROL SYSTEM FOR ELECTROMAGNETIC WAVE DISTRIBUTION IN NUCLEAR POWER PLANT

*黒田 英彦¹, 久米 直人¹, 大島 朋美¹, 高倉 啓¹, 小田中 滋¹, 長谷川 健¹, 小田 直敬¹
¹株式会社 東芝

無線応用製品を原子力プラントへ導入する場合、安全系機器への電磁ノイズ干渉、電波傍受による情報漏えいが懸念される。無線応用製品の適用を目的として、安全系機器への電波放射及び目的外への電波漏えいを防止する電波分布の制御手法を開発する。

キーワード: 無線通信, 無線 LAN, 携帯端末, 電磁ノイズ干渉, EMC, 情報漏えい, 情報セキュリティ

1. 緒言

無線技術はインターネット、携帯電話やモバイル端末の発展を通じて急激に普及し、産業分野でも設備のコスト削減や作業の効率化から導入が進んでいる。原子力プラントでも無線技術の適用によりケーブル物量の大幅な削減が期待でき、また定期検査では無線端末で点検作業の効率化が可能となる^[1]。しかし、原子力プラントでは機器への電磁ノイズ干渉や電波漏えいが懸念され、無線技術の導入が進んでいない。そこで、プラント建屋内に設定した通信領域に対して電波伝搬解析で電波分布を決定し、電波強度を監視制御して電波分布を常に一定以内に維持することで原子力プラントに適用可能な無線システムを実現する。

2. 電波制御アルゴリズムと設定精度の検証試験

電波分布の制御アルゴリズムを図1に示す。レイトレース法による電波伝搬解析から電波分布を求め、アクセスポイント配置を決定する。そしてアクセスポイント相互に電波強度を監視し、5dB以上の電波強度差が生じた時にはアクセスポイントの電波出力を調整することで電波分布を常に初期設定した分布に維持する。これによって機器への電磁放射及び目的外への電波漏えいを防止する。

電波強度の設定精度を検証するため、11m×10mの範囲内に4つのアクセスポイントを設置して電波分布を設定した。任意の各場所における電波強度の設定値とその場所の実測値を図2に示す。設定値の誤差は5dB未満であり、制御アルゴリズムを実現できる見込みを得た。

3. 結論

制御システムを用い、11m×10mの範囲内において5dB未満の誤差で電波強度を設定できることがわかった。今後、電波出力の自動制御を行い、電波分布の制御アルゴリズムの成立性を試験で検証する予定である。

参考文献

[1] H. M. Hashemian et al., "Wireless Sensor Applications in Nuclear Power Plants", Nuclear Technology Vol.173, No1, P8-16, (2011).

*Hidehiko Kuroda¹, Naoto Kume¹, Tomomi Oshima¹, Kei Takakura¹, Shigeru odanaka¹, Takeshi Hasegawa¹ and Naotaka Oda¹

¹Toshiba Corporation

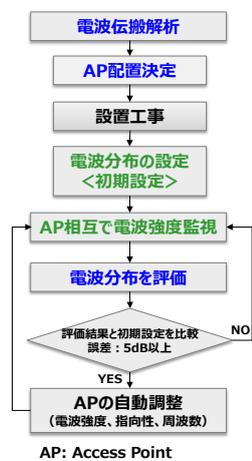


図1 制御アルゴリズム

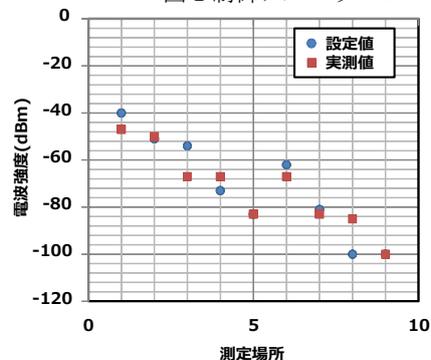


図2 設定精度の検証試験

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering | 305-3 Reactor Design, Construction and Examination of Nuclear Power Station, Aseismatic Design, Nuclear Ship

[3G06-07] Plant Pre-operational Testing

Chair: Yuichi Shimada (JANSI)

Wed. Mar 29, 2017 11:25 AM - 12:00 PM Room G (16-207 Building No.16)

[3G06] The AP1000[®] Plant Pre-operational Testing

*Yuta Sano¹, Ryan Burda², Richard Wright² (1. Westinghouse Electric Japan Limited., 2. Westinghouse Electric Company)

11:25 AM - 11:40 AM

[3G07] The AP1000[®] Plant Pre-operational Testing

*Yukitaka Yamazaki¹, Mike Patterson², Richard Wright² (1. Westinghouse Electric Japan Ltd., 2. Westinghouse Electric Company LLC.)

11:40 AM - 11:55 AM

AP1000[®]初号機の試運転結果

(1) 静的炉心冷却系

The AP1000[®] Plant Pre-operational Testing

(1) Passive Core Cooling System

*佐野 祐太¹、リチャード・ライト²

¹ ウェスチングハウス・エレクトリック・ジャパン,² ウェスチングハウス・エレクトリック・カンパニー

AP1000 は静的安全系を採用した PWR であり、設計基準事象に対して 72 時間、交流電源不要／運転員操作不要の特徴を持つ。AP1000 の初号機は中国三門サイト及び海陽サイトにて建設され、静的安全系の機能試験を含む試運転を実施した。本稿では、静的炉心冷却系(PXS)の試運転のうち、静的残留熱除去熱交換器 (PRHR Hx)の機能試験結果について報告する。

キーワード： 加圧水型原子炉, 静的安全系, AP1000, 試運転

1. はじめに

AP1000 の PXS は、重力、蒸発及び凝縮等の自然力のみで設計基準事象(DBA)を収束可能であり、PXS の構成設備は全て鋼製格納容器内に配置され、外部事象からも防護された設計である。図 1 に PXS の全体構成を示す。PXS は、静的残留熱除去熱交換器(PRHR Hx、残留熱除去機能)、炉心補給水タンク(CMT、高圧注入／ほう酸注入機能)、蓄圧器(ACC、蓄圧注入機能)、自動減圧系(ADS、減圧機能)及び格納容器内燃料交換取替用水タンク(IRWST、PRHR Hx のヒートシンク及び低圧注入機能)で構成される。

PRHR Hx は、蒸気発生器(SG)による除熱機能の低下あるいは喪失を検知し、PRHR Hx 出口側にある並列 2 弁の隔離弁のうち 1 弁を開くことで機能が達成される。PRHR Hx は炉心より高い位置で IRWST 水内に常時水没しており、隔離弁の開で、密度差による自然循環により高温側配管から 1 次冷却材が PRHR Hx の伝熱管内に流入し、二次側の IRWST 水により冷却後、SG 水室(低温側配管側)に戻ることで冷却が維持される。さらに PRHR Hx は、1 次冷却系(RCS)内のインベントリを徐々に喪失する小破断 LOCA 時にも機能を果たし、RCS 圧力低減に寄与する。PRHR Hx には、1 次冷却ポンプ(RCP)が運転中及び停止中の 2 つの運転モードがあり、機能試験においては両運転モードにおける伝熱性能を確認した。

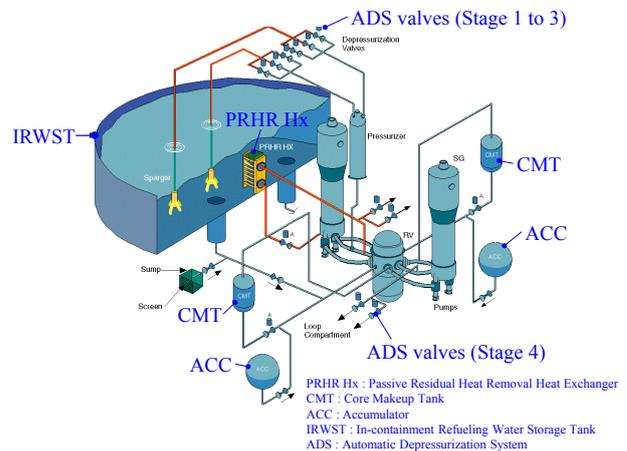


図 1 静的炉心冷却系の全体構成

2. 静的残留熱除去熱交換器の機能試験

PRHR Hx の機能試験では、強制循環(RCP 運転中)及び自然循環(RCP 停止中)の 2 つの運転モードでの性能を確認した。図 2 に示すように、PRHR Hx 作動中の出入口の 1 次冷却材温度(T_{in} 、 T_{out})、流量(m_{PRHR})及び IRWST 水の温度(T_{IRWST})を計測し、熱交換器としての除熱性能及び IRWST の温度変化を取得した。IRWST は大型のタンクであることから、150 以上の熱電対を分散して配置することで時系列の温度データを取得した。本試験により取得したデータは、いずれの運転モードにおいても、過去の検証試験を元に設定した安全解析コードの PRHR Hx の特性値に対して保守的であることを確認した。

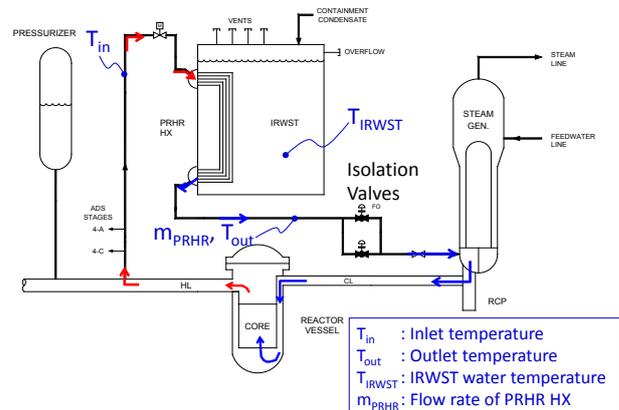


図 2 PRHR Hx 機能試験概略図

3. 結論

中国の三門サイト及び海陽サイトで建設された AP1000 の静的安全系において、試運転の一環として PRHR Hx の機能試験を実施した。試験結果より、PRHR Hx が要求される安全機能に対して保守的な容量で設計されていることを確認した。

*Yuta Sano¹ and Richard Wright²

¹Westinghouse Japan Electric Ltd., ²Westinghouse Electric Company LLC.

AP1000[®]初号機の試運転結果

(2) 静的格納容器冷却系

The AP1000[®] Plant Pre-operational Testing

(2) Passive Containment Cooling System

*山崎 之崇¹、リチャード・ライト²

¹ ウェスチングハウス・エレクトリック・ジャパン,² ウェスチングハウス・エレクトリック・カンパニー

AP1000は静的安全系を採用したPWRであり、設計基準事象に対して72時間、交流電源不要/運転員操作不要の特徴を持つ。AP1000の初号機は中国三門サイト及び海陽サイトにて建設され、静的安全系の機能試験を含む試運転を実施した。静的安全系の機能試験の結果、静的格納容器冷却系に要求される安全機能である重力注水流量および液膜カバー率は、いずれも安全解析条件を満足していることを確認した。

キーワード： 加圧水型原子炉, 静的安全系, AP1000, 試運転

1. はじめに

AP1000は重力、水の蒸発及び凝縮等の自然力のみで設計基準事象(DBA)を収束可能な静的安全系を採用している。静的安全系は、第1報に示した静的炉心冷却系(PXS)と、図1に示す静的格納容器冷却系(PCS)から構成される。PCSは遮蔽建屋頂部にあるPCS水タンクと重力注水配管、伝熱のための鋼製の格納容器等から構成される。LOCAの様な事故時、格納容器内圧力高の信号にて重力注水配管の止め弁が自動的に開き、PCS水タンクからの冷却水が格納容器頂部に重力注水される。格納容器外表面を液膜が覆い、遮蔽建屋の空気取入口からの空気の流れと相まって、原子炉からの崩壊熱を格納容器を介して大気に除熱し、格納容器内圧力を設計値未満に維持する。注水流量は事故後の崩壊熱の低下に従って、自動的に減少する様、タンク内の高さの異なる4本のスタンドパイプを介して吐出される。

PCS水タンクの水量は事故後72時間分を有する。なお72時間以降はサイト内の補助タンクの水を水補給用ポンプで格納容器頂部へ注水することや、消火系及び脱塩水系、または可搬式の補給水設備等のサイト内外からの補給水を注水することで冷却を維持できる。

AP1000の初号機は中国三門サイト及び海陽サイトにて建設され、静的安全系の機能試験を含む試運転を実施した。第2報では、PCSの機能試験にて、安全解析条件として使用している72時間分のPCS水タンクからの重力注水流量、および、格納容器外表面の液膜のカバー率を実機にて計測した結果を報告する。

2. 静的格納容器冷却系の機能試験

図2にPCSの機能試験での測定項目を示す。1つは、PCS水タンクからの重力注水の流量、もう1つは格納容器外表面の液膜のカバー率である。重力注水の流量は、スタンドパイプを介することで、タンク内の水位の低下で自動的に流量が減少してゆくことを72時間にわたって計測した。同時に格納容器外表面の液膜のカバー率を格納容器下部にて計測した。この結果、本試験により取得したデータは、いずれも安全解析の条件を満足していることを確認した。

3. 結論

中国の三門サイト及び海陽サイトで建設されたAP1000初号機の試運転にて、静的安全系であるPCSの機能試験を実施した。試験の結果より、PCSが要求される安全機能である重力注水流量および液膜カバー率は、いずれも安全解析条件を満足していることを確認した。

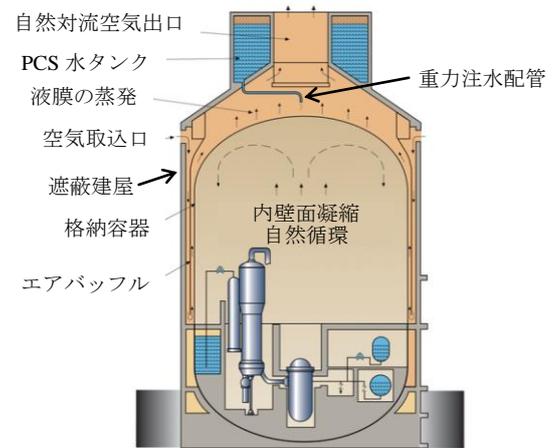


図1 静的格納容器冷却系

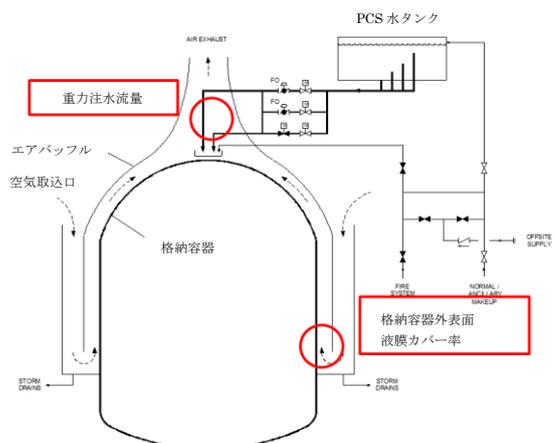


図2 静的格納容器冷却系の機能試験測定項目

¹ Yukitaka Yamazaki¹ and Richard Wright²

¹ Westinghouse Japan Electric Ltd., ² Westinghouse Electric Company LLC.

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

[3H01-04] Water sealing technology for F1 1

Chair: Yukihiro Iguchi (JAEA)

Wed. Mar 29, 2017 9:30 AM - 10:35 AM Room H (16-303 Building No.16)

[3H01] Feasibility test of water-sealing under water-flow condition in the steel pipe with high radiation resistant rubber-based material

*Yukiko Takeuchi¹, Yasuo Hijioka², Hiroshi Masaki², Toshinori Dekura², Takashi Tabara¹, Chie Matsuda¹, Yoshito Kajinami³, Jun Goto³, Yoshimizu Hata³, Shohei Fukaura³ (1. KYOKUTO SANGYO, 2. IRID(TOSHIBA), 3. KYOKUTO RUBBER)

9:30 AM - 9:45 AM

[3H02] Feasibility test of water-sealing under water-flow condition in the steel pipe with high radiation resistant rubber-based material

*Shohei Fukaura¹, Yasuo Hijioka², Hiroshi Masaki², Toshinori Dekura², Jun Goto¹, Yoshito Kajinami¹, Yoshimizu Hata¹, Takashi Tabara³, Yukiko Takeuchi³, Chie Matsuda³ (1. KYOKUTO RUBBER, 2. IRID(TOSHIBA), 3. KYOKUTO SANGYO)

9:45 AM - 10:00 AM

[3H03] Feasibility test of water-sealing under water-flow condition in the steel pipe with high radiation resistant rubber – based material

*Yoshimizu Hata¹, Yasuo Hijioka², Hiroshi Masaki², Toshinori Dekura², Yoshito Kajinami¹, Jun Goto¹, Shohei Fukaura¹, Takashi Tabara³, Yukiko Takeuchi³, Chie Matsuda³ (1. KYOKUTO RUBBER, 2. IRID(TOSHIBA), 3. KYOKUTO SANGYO)

10:00 AM - 10:15 AM

[3H04] Applicability Examination for Water Stoppage Using the Photo-curable Resin

*Kozue Shimada¹, Chiaki Tomizuka¹, Takuya Shibata¹, Makoto Ooka¹, Yasunari Maekawa², Katsuhiko Aoyagi³, Masatoshi Shinoki³, Genichi Katagiri⁴, Hiroshi Ozaki⁴, Shin-ichi Koyama¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 3. National Institute of Technology, Fukushima College, 4. Fuji Electric Co., Ltd.)

10:15 AM - 10:30 AM

高耐放射線性ゴム材による管内流水環境中での止水材適用性基礎試験

(1) 全体試験概要・耐放射線性ゴム材の説明

Feasibility test of water-sealing under water-flow condition in the steel pipe with high radiation resistant rubber-based material

(1) Outline of experiment and high radiation resistant rubber-based material

*竹内 夕桐子¹, 肱岡 康雄², 正木 洋², 出倉 利紀², 田原 隆志¹, 松田 千恵¹,
梶並 義人³, 後藤 純³, 畑 嘉瑞³, 深浦 奨平³
1: 極東産業, 2: IRID (東芝) 3: 極東ゴム

本シリーズは、福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しのために検討されている冠水工法でのベント管止水における高耐放射線性ゴム材の適用性試験を実施した結果を発表する。

キーワード：福島第一原子力発電所，耐放射線性，ゴム，エラストマー，止水，粘度

1. 背景

福島第一原子力発電所の原子炉格納容器（PCV）内の燃料デブリ取り出し方法として PCV 内を水で満たす工法（冠水工法）が検討されている。図 1 に冠水工法の一部であるベント管止水の概略を示す。ベント管は、PCV ドライウェルからサブプレッションチェンバーにつながる直径約 2 m×長さ約 9 m の 20°の勾配をもつ配管で、ベント管内に閉止補助材、副閉止補助材、止水材を投入して止水し、PCV に水張りをを行うものである。止水材設置後、長期維持のため、補修材を追加で投入することも計画している。また、高線量、狭隘な環境下であるため作業は遠隔装置を用いることが前提となる。

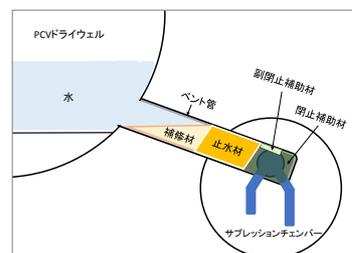


図 1 ベント管止水概略図

本研究では、ベント管止水の止水材料として高耐放射線性を持つゴム材の適用性の有無を確認することを目的に、実機での使用を想定した要素試験を行った。

2. 試験概要

2-1 使用材料

耐放射線性、耐加水分解性の特長を持つ二液硬化型のウレタンゴムを使用した。本ゴム材は、主剤と硬化剤二液からなり、混合すると時間経過とともに徐々に硬化する。ベント管止水の環境は、流水、高放射線下であり、止水を達成するため、材料には充填開始時は隙間に入り込む流動性が必要で、充填後は隙間に留まり管と密着し、シールすることが求められる。また、高水頭圧により管が広がった際に、材料が管に追従する弾性特性も必要である。以上の理由により、耐放射線性、耐加水分解性を有する二液硬化型のゴム材がベント管止水に適していると考え、使用材料とした。

2-2 要求性能・試験項目

止水確保のための要求性能を図 2 に示す。止水性、環境施工条件、長期維持・廃棄条件に大別され、本研究では、要求性能のうち、放射線環境下での水中硬化性、流動性（充填性）、止水性、低発熱性、長期での耐放射線性、耐薬品性、追従性、長距離圧送性の要素試験を実施し、評価を行った。

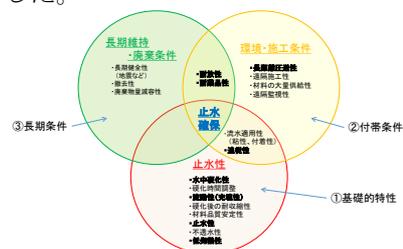


図 2 止水確保のための要求性能

3. まとめ

同ゴム材を使用して副閉止補助材適用性確認の目詰試験を事前に実施した結果、隙間端部まで十分に材料が到達しなかった。この理由は、設定粘度が高く充填速度、充填量が不足していた為だが、事前評価でこれらのパラメータは制御可能であり、止水材へ適用できると判断している。その他の要素試験では、ベント管止水で本ゴム材が適用可能な見込が得られた。本シリーズでは、(2) 材料特性試験、(3) 止水要素試験について発表する。なお、本成果は、経済産業省／平成 25 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

*Yukiko Takeuchi¹, Yasuo Hijioka², Hiroshi Masaki², Toshinori Dekura², Takashi Tabara¹, Chie Matsuda¹,
Yoshito Kajinami³, Jun Goto³, Yoshimizu Hata³, Shohei Fukaura³
¹KYOKUTO SANGYO, ²IRID(TOSHIBA), ³KYOKUTO RUBBER

高耐放射性ゴム材による管内流水環境中での止水材適用性基礎試験 (2) 材料特性試験 (耐放射線性, 温度, 粘度, 耐薬品性, 圧縮)

Feasibility test of water-sealing under water-flow condition in the steel pipe
with high radiation resistant rubber-based material

(2) Characteristic test (Radiation resistance, Temperature, Viscosity,
Chemical resistance, Compression)

*深浦 奨平¹, 肱岡 康雄², 正木 洋², 出倉 利紀², 梶並 義人¹, 後藤 純¹, 畑 嘉瑞¹
田原 隆志³, 竹内 夕桐子³, 松田 千恵³
¹極東ゴム, ²IRID(東芝), ³極東産業

ゴム材の実機環境下でのベント管止水材料としての適用性確認を目的として, 材料品質特性データ (耐放射線性, 温度・粘度変化特性, 耐薬品性, 追従性) を取得した。

キーワード: 福島第一原子力発電所, 耐放射線性, ゴム, エラストラマー, 止水, 粘度

1. 試験概要

1-1. 耐放射線性試験 (硬化特性・圧縮永久ひずみ・硬さ)

福島第一原子力発電所 2号機格納容器内で実測された線量率 73Sv/hr の放射線環境がゴム材特性 (硬化・圧縮永久ひずみ・硬さ) に与える影響について, ⁶⁰Co (7985TBq) 線源によるγ線照射試験を行って, 検討した。

硬化特性については, 水中および気中条件で吸収線量率 400Gy/hr の照射を行い, 3時間および24時間照射後の硬化度を測定した。水中・気中いずれの照射の場合にも, 照射の有無による硬さの違いは認められなかった。圧縮永久ひずみおよび硬さについては, 長期間の放射線暴露を想定し, 硬化後のゴム材に加速試験によって累積線量 21MGy まで照射を行い, 照射期間中における圧縮永久ひずみおよび硬さの変化を測定した。図1にγ線照射量 (吸収線量) に対する圧縮永久ひずみの変化を示す。21MGy の吸収線量までゴムが崩壊することなく, ゴム材としての特性を有していることがわかった。また, 硬さについても吸収線量に対して有意な変化は認められなかった。

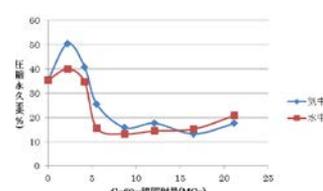


図1 γ線照射量に対する
圧縮永久ひずみの変化

図1にγ線照射量 (吸収線量) に対する圧縮永久ひずみの変化を示す。21MGy の吸収線量までゴムが崩壊することなく, ゴム材としての特性を有していることがわかった。また, 硬さについても吸収線量に対して有意な変化は認められなかった。

1-2 温度・粘度変化特性試験

使用するゴム材は二液混合型であり, 硬化反応には発熱を伴う。実機施工では, ゴム材を管内へ大量に投入すると想定されるため, 発熱による内部温度の上昇を評価した。250mmφ×300mmの容器にゴム材を充填し, 中心部温度を測定した結果, 最高温度 81.7°C を計測した。

止水における重要なパラメータの一つであるゴム材の粘度は, 硬化反応の進行に伴って変化する。主剤・硬化剤二液混合後のゴム材について, 室温および40°C環境における粘度の経時変化を測定した。

1-3 耐薬品性試験

実機環境では, 再臨界防止対策および腐食対策として薬品が水に注入されることが想定されるため, ゴム材の耐薬品性試験を行った。薬品の種類は, タングステン酸ナトリウム, 亜鉛モリブデン酸ナトリウム混合リン酸塩, 五ホウ酸ナトリウム, 亜鉛混合リン酸塩+炭酸ナトリウムを想定し, JIS-K 6258-2003 (加硫ゴム及び熱可塑性ゴム—耐液性の求め方) に準拠した試験を実施した結果, 使用に耐え得る良好な結果が得られた。

1-4 圧縮試験 (追従性確認試験)

止水に伴い管内の水位が上昇すると, 水頭圧の変化により, ベント管の膨張と収縮が予測されるため, 本ゴム材が管に追従するかの確認試験を行った。実機の膨張の程度は, 400 kPa 時, ベント管の直径 2 m に対し, 直径方向に 0.46 mm と想定されている。約 1/10 スケールのφ200mm×厚み 10 mm, 45 mm の試験片に, 100kPa 単位で 400kPa まで加圧し外径を測定した結果, 厚み 10 mm, 45mm とともに, 0.046 mm 以上の変形が確認できた。

2. まとめ

1-1 から 1-4 の結果より, 本ゴム材が, 実機にて使用できる見込みを得られた。

* Shohei Fukaura¹, Yasuo Hijioka², Hiroshi Masaki², Toshinori Dekura², Yoshito Kajinami¹, Jun Goto¹, Yoshimizu Hata¹, Takashi Tabara³, Yukiko Takeuchi³, Chie Matsuda³

¹KYOKUTO RUBBER, ²IRID(TOSHIBA), ³KYOKUTO SANGYO

高耐放射線性ゴム材による管内流水環境中での止水材適用性基礎試験 (3) 止水要素試験(耐圧, 圧送, 充填, 止水)

Feasibility test of water-sealing under water-flow condition in the steel pipe with high radiation resistant rubber-based material

(3) Water stop element test (Water pressure resistance, Pressure Feeding, Filling, Water-sealing)

*畑 嘉瑞¹, 肱岡 康雄², 正木 洋², 出倉 利紀², 梶並 義人¹,
後藤 純¹, 深浦 奨平¹, 田原 隆志³, 竹内 夕桐子³, 松田 千恵³
¹極東ゴム, ²IRID(東芝), ³極東産業

ゴム材の止水性能を確認するため、止水要素試験(耐圧試験, 圧送試験, 充填・止水試験, 副閉止補助材の目詰部分の止水試験)を実施した。

キーワード: 福島第一原子力発電所, 耐放射線性, ゴム, エラストマー, 止水, 粘度

1. 試験概要

1-1 耐圧試験

完全に硬化するまでのゴム材と管内面との接着強さを評価するため、管に注入直後からゴム材に水圧を付加する耐圧試験を実施した。試験には内径約 50 mm のパイプに 20 mm および 45 mm の厚さにゴム材を充填したものを使用した。一定速度で昇圧した結果、充填厚さ 20 mm では 5 kPa で漏水が認められたが、充填厚さ 45 mm では 0.45 MPa まで漏水は認められなかった。図 1 に、ゴム材充填厚さ 45 mm での経過時間と圧力を示す。

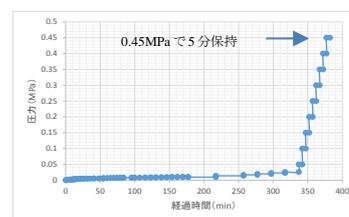


図 1 経過時間と圧力

1-2 圧送試験

実機施工でベント管へゴム材を注入する場合には、高粘度のゴム材を約 20 m のホースで圧送する必要があるため、R300mm の曲げを 2 か所に設けた長さ 20m のホースを用いた圧送試験を実施した。その結果、粘度 400 Pa・s のゴム材を 20 m 圧送できることが確認できた。

1-3 充填試験および止水試験

本ゴム材の充填性、止水性能を確認することを目的に、1) 充填試験 2) 止水試験を実施した。試験体には、実機ベント管直径の 1/10 スケールとなる直径約 200 mm×2000 mm のアクリル製の管を用いた。試験体は、20° の角度で設置し管内に発泡ウレタン製の半円の堰を設けた。

1) 充填試験では、ゴム材を気中環境で充填した。ゴム材の初期粘度を 350 Pa・s とした試験の結果、ゴム材が管内から流出等することなく、良好にゴム材が充填されることを確認した。

2) 止水試験では、ゴム材を流水環境 (15 L/min) で充填した。ゴム材の初期粘度を 400 Pa・s とした試験の結果、漏水が滴下程度に抑えられ、止水性能の判断基準である漏水量基準値 (1 L/min) 以下を達成した。

1-4 副閉止補助材としての目詰試験

実機施工で、ベント管内に最初に設置される閉止補助材の展開後に残ると想定されるスリット型隙間を簡易的に模擬した試験体を用い、流水環境 (15 L/min) で目詰試験を実施した。パラメータ設定は、材料特性試験で得られた粘度・温度変化データ、前項の充填・止水試験結果を参考とした。注入後隙間端部にゴム材が到達した時の粘度が、1-3 で止水が達成された 400Pa・s となるよう材料を 40° C で保管し、注入時初期粘度を 150Pa・s に設定した。充填は、1 本約 3 kg のゴム材が充填可能な治具を用い、その試験の結果、材料の硬化が想定より速く、充填速度、充填量が不足し、隙間端部まで十分に材料が到達せず、十分な目詰性は確保できなかった。この結果を基礎として粘度、充填速度、充填量のパラメータを制御することを事前評価し、止水材料に適用可能と判断した。

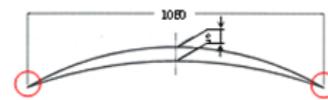


図 2 想定されるスリット型隙間 H50mm×W1050mm

2. まとめ

耐圧試験, 圧送試験, 1/10 スケール充填試験および止水試験では、良好な結果が得られた。実際間を模擬した目詰試験では、隙間端部に到達せずに目詰性能の確保ができなかった。これはゴム材の粘度が高く流動性が不足していたことが要因であった。この結果を基礎として、事前評価で粘度、充填速度、充填量等のパラメータを制御することができると評価し、止水材料への使用が可能と判断した。

*Yoshimizu Hata¹, Yasuo Hijioka², Hiroshi Masaki², Toshinori Dekura², Yoshito Kajinami¹, Jun Goto¹, Shohei Fukaura¹, Takashi Tabara³, Yukiko Takeuchi³, Chie Matsuda³

¹KYOKUTO RUBBER, ²IRID(TOSHIBA), ³KYOKUTO SANGYO

光硬化型樹脂の止水への適用性検討 改良型光硬化型樹脂による止水技術開発

Applicability Examination for Water Stoppage Using the Photo-curable Resin

Development of Water Stoppage Technique by the Improved Photo-curable Resin

*島田 梢¹, 富塚 千昭¹, 柴田 卓弥¹, 大岡 誠¹, 前川 康成²,
青柳 克弘³, 篠木 政利³, 片桐 源一⁴, 尾崎 博⁴, 小山 真一¹

¹原子力機構, ²量研機構, ³福島工業高等専門学校, ⁴富士電機株式会社

紫外線(UV)によって硬化する光硬化型樹脂(光樹脂)を流体に混入し、漏えい部で硬化させることによる、遠隔流体止水技術開発を進めている。本報は、水分散系光樹脂を改良して、UV照射量をパラメータとして硬化試験を行い、止水材料としての適用性を評価した結果を報告する。

キーワード：止水技術，光硬化型樹脂，紫外線，硬化反応率

1. 緒言

福島第一原子力発電所では様々な漏えい事例が報告されており、多様な漏えいを防止する技術を持つことは、今後の廃止措置において重要である。本研究グループは、前報において水に分散する水分散系光樹脂を選択し、含水状態においてUVを照射し、硬化する条件を見出した。その結果を適用し、小規模漏えい部(漏えい部直径0.8mm, 毎秒1滴)の止水に成功した[1]。今回、さらなる硬化反応の向上を目的として、硬化開始剤を光樹脂に内包する構造に改良した。本報では、改良樹脂の硬化特性評価を行った。

2. 実験方法

改良前と改良後の光樹脂(固形分濃度40wt%)を薄膜(直径15mm、厚み1mm以下、試料量0.05g)と厚膜(直径85mm、厚み10mm、試料量40g)状の試料に調製し、これに高圧水銀灯(300W)からのUVで照射を行い、UV照射量(J/cm²)に対する水中での光樹脂の硬化反応率の評価を行った。硬化反応率は、薄膜試料は室温乾燥、厚膜試料は凍結乾燥で水分を除去し、その後光樹脂の硬化反応に寄与する官能基(C=C)の変化をフーリエ変換赤外分光法(FTIR)で測定し、算出した。

3. 結果と考察

改良後の光樹脂は改良前に比べ両試料とも硬化反応率の立ち上がり大きい(図1)。薄膜試料は、UV照射量29J/cm²において、硬化反応率は改良後8%向上し、62%となった。この反応率はほぼ全体が硬化した状態といえる。これは、UV照射により内包した開始剤から生成したラジカルと光樹脂との衝突確率が高くなったことに起因するものと考えられる。一方、厚膜試料では、UV照射量30J/cm²において、硬化反応率は改良後9%向上したが、38%であった。光樹脂表面は硬化したが全体硬化に至らなかった。このことから、水中の硬化にはUVとの反応に対する条件(到達深さ、UV強度)が影響することがわかった。

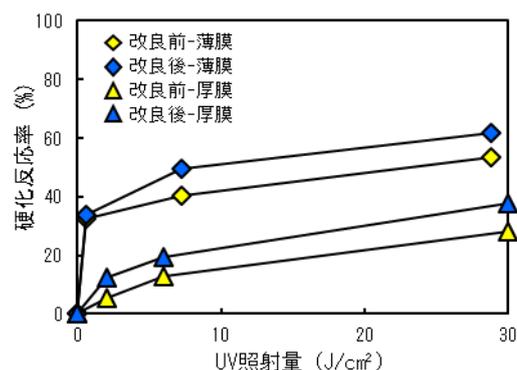


図1 UV照射量と硬化反応率の関係

参考文献

[1] 島田、大岡、前川、富塚、村上、片桐、尾崎、青柳、河村; 日本原子力学会「2016年春の年会」1M14

*Kozue Shimada¹, Chiaki Tomizuka¹, Takuya Shibata¹, Makoto Ooka¹, Yasunari Maekawa², Katsuhiko Aoyagi³, Masatoshi Shinoki³, Genichi Katagiri⁴, Hiroshi Ozaki⁴, Shin-ichi Koyama¹

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

³National Institute of Technology, Fukushima College, ⁴Fuji Electric Co., Ltd.

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

[3H05-09] Water sealing technology for F1 2

Chair: Shin'ichi Toyama (WERC)

Wed. Mar 29, 2017 10:35 AM - 11:55 AM Room H (16-303 Building No.16)

[3H05] Development of water sealing method for S/C by filling up with antiwashout underwater concrete

*Hiroshi Masaki¹, Yuji Murakami², Toshiaki Wakui², Hisashi Imai², Sumiyuki Sawada², Toshinori Dekura¹ (1. TOSHIBA CORPORATION, 2. HAZAMA ANDO CORPORATION)

10:35 AM - 10:50 AM

[3H06] Development of water sealing method for S/C by filling up with antiwashout underwater concrete

*Yuji Murakami¹, Toshiaki Wakui¹, Hisashi Imai¹, Ryo Yamashita¹, Sumiyuki Sawada¹, Hiroshi Masaki² (1. HAZAMA ANDO CORPORATION, 2. TOSHIBA CORPORATION)

10:50 AM - 11:05 AM

[3H07] Development of water sealing method for S/C by filling up with antiwashout underwater concrete

*Ryo Yamashita¹, Yuji Murakami¹, Toshiaki Wakui¹, Hisashi Imai¹, Sumiyuki Sawada¹, Hiroshi Masaki² (1. HAZAMA ANDO CORPORATION, 2. TOSHIBA CORPORATION)

11:05 AM - 11:20 AM

[3H08] Development of water sealing method for S/C by filling up with antiwashout underwater concrete

*Hisashi Imai¹, Toshiaki Wakui¹, Yuji Murakami¹, Ryo Yamashita¹, Sumiyuki Sawada¹, Hiroshi Masaki² (1. HAZAMA ANDO CORPORATION, 2. TOSHIBA CORPORATION)

11:20 AM - 11:35 AM

[3H09] Development of water sealing method for S/C by filling up with antiwashout underwater concrete

*Sumiyuki Sawada¹, Yuji Murakami¹, Toshiaki Wakui¹, Hisashi Imai¹, Ryo Yamashita¹, Hiroshi Masaki² (1. HAZAMA ANDO CORPORATION, 2. TOSHIBA CORPORATION)

11:35 AM - 11:50 AM

水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発

(6) 試験概要(全体概要および 2 次打込み)

Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(6) Outline of experiment (overview and second concrete placing)

*正木 洋¹, 村上 祐治², 涌井 俊秋², 今井 久², 澤田 純之², 出倉 利紀¹

¹IRID(株) 東芝, ²安藤ハザマ

本シリーズは、福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しに寄与するサプレッションチェンバー(S/C)内の補修・止水技術開発に関する試験検討内容を取り纏めるものである。本発表では、S/C 内止水技術の研究開発の背景および前大会からシリーズ発表を行っている試験内容の概要を説明する。

キーワード：福島第一原子力発電所, 燃料デブリ, S/C, 止水, 水中不分離性コンクリート

1. 技術開発の背景

福島第一原子力発電所事故に伴い発生した燃料デブリは、放射線の遮蔽、ダスト飛散防止、冷却維持の観点から原子炉格納容器(PCV)を水で満たした状態で取り出す冠水工法が有力工法の一つとして計画されている[1]。本工法の遂行には、PCV 内の漏えい箇所の補修・止水が必要となる。その一環として S/C 内を補修・止水する工法の確立を目的に試験を実施した。なお、この成果は、経済産業省／平成 25 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

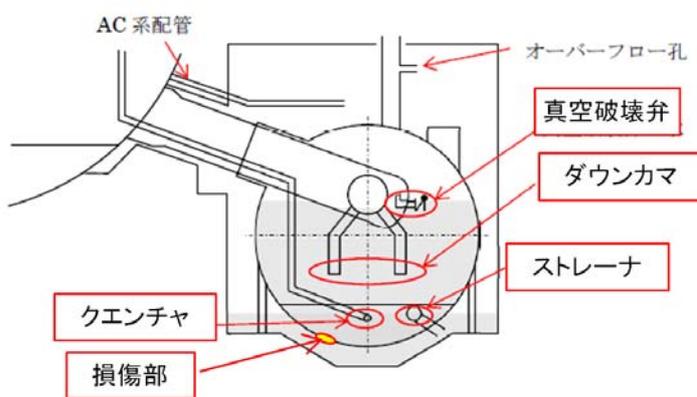


図 1 S/C の内の止水対象要

2. S/C 内の止水技術開発の内容

止水対象は S/C 内のクエンチャ、ストレーナ、ダウンカマ、真空破壊弁およびφ50mm 程度の損傷孔である。施工条件は、材料の注入箇所が全 8 箇所、建屋外から材料注入箇所までの配管距離が最長 100m 程度で、連続打込の施工となる。さらに S/C 内は、滞留水のある水中環境下、高線量・狭隘箇所が存在するためセメント系材料による充填止水を確認する必要がある。上記の施工・環境条件より、止水材料の要求性能は耐水性、流動性、自己充填性、止水性、耐放性となることから、工事実績のある水中不分離性コンクリートを基本とした材料開発により材料選定し、最適配合、適用可能配合を設定した。

選定材料の性能確認試験として、合流部長距離流動試験、放射線の照射試験を実施し、水中不分離性、流動性、自己充填性、耐放性を確認した。また、止水対象箇所の止水性確認試験として、各対象箇所の模型を製作して水中不分離性コンクリートを使用した充填性確認試験を実施した。充填試験は実環境を想定し、流水環境や打込速度を同様の条件として実施し、充填性を確認した後、硬化後の透水試験により止水性を確認した。

本大会の発表では、S/C 内の止水技術開発試験のうち、7) 小型ダウンカマ模型による止水試験、8) 実規模ダウンカマ模型による止水試験、9) 実規模 S/C 内設備模型による止水試験、および 10) 実規模真空破壊弁模型による止水試験について発表する。

参考文献 [1] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構：東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2015～2015 年中長期ロードマップの改訂に向けて～、2015.04.30

*Hiroshi Masaki¹, Yuji Murakami², Toshiaki Wakui², Hisashi Imai², Sumiyuki Sawada² and Toshinori Dekura¹

¹Toshiba Corp., ²Hazama Ando Corp.

水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発

(7) 付帯条件が異なる小型ダウンカマ模型に関する充填性・止水性確認試験

Development of water sealing method for S/C by filling up with antiwashout underwater concrete

(7) Filling and Sealing Experiment of small-scale downcomer model with various conditions

*村上 祐治¹, 涌井 俊秋¹, 今井 久¹, 山下 亮¹, 澤田 純之¹, 正木 洋²

¹安藤ハザマ, ²IRID ((株)東芝)

本試験は、S/C 内に配置されたダウンカマ（筒状で鉛直に配置）に関して、水中不分離性コンクリートを用いた充填性・止水性の確認を行う目的で実施した。試験は、止水材料の練上り経過時間、ダウンカマの表面条件、水中環境条件をパラメータとし、小型ダウンカマ模型に関する充填・止水試験を実施した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故, 燃料デブリ, ダウンカマ, 止水, 水中不分離性コンクリート

1. 試験概要

本試験は、小型水槽内にダウンカマ模型を設置し、トレミー管による水中不分離性コンクリート打込みを行った(図1参照)。表1に試験ケース一覧を示す。

検討内容	材質	試験ケース	材料経過時間	水の条件	ダウンカマ表面状態
充填性確認	アクリル製	A-F	3h以内	0.13L/min	素地
		A-N		なし	
		A-6H	6h		
		A-9H	9h		
止水要素確認	鋼製	S-N	3h以内	なし	塗装面
		S-RIB			リップ付き
		S-RUS		さび	
		S-CON		異物混入	

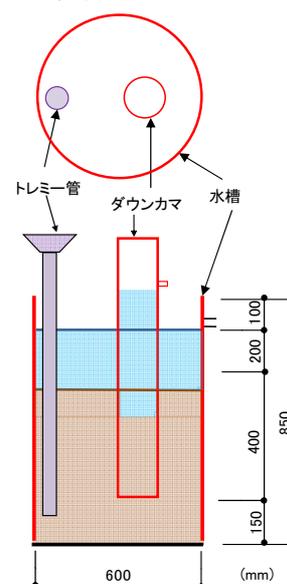


図1 試験概要図

試験は、充填性確認のため透明なアクリルで模型を製作した A シリーズ、鋼製の模型を用い打込み環境の違いによる止水性確認を行う S シリーズとした。A シリーズでは、水中不分離性コンクリートの練上りからの経過時間および流水の有無をパラメータとし、S シリーズでは、ダウンカマ表面の条件および水中環境（水中に異物混入）の条件をパラメータとした。

2. 止水試験の結果

図2には、A シリーズの試験終了後のダウンカマ内外の打上り高を示す。図より流水の有る A-F で内外の高低差が 96.5mm であった。一方、材料の練上りからの経過時間の違いの比較では、最大でも 17mm であった。

図3には、S シリーズで打込み試験後の透水試験の結果を示す。図よりダウンカマ模型の表面状況の違いでは大きな違いは見られなかった。一方、水中に異物がある S-CON は他のケースに比較して大きいものの、320kPa で 0.028ml/min であり、目標の 80ml/min よりも小さい。

3. 結論

充填性は、小型ダウンカマ内外打上り高の差の結果より、水中不分離性コンクリートの経過時間の影響は無いが、流水の影響が大きい。止水性は、止水対象の表面条件の影響は小さいものの、水中異物の影響が若干見られた。この成果は、経済産業省/平成25年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

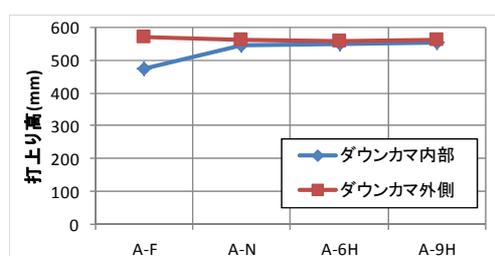


図2 試験終了後の切断面の状況

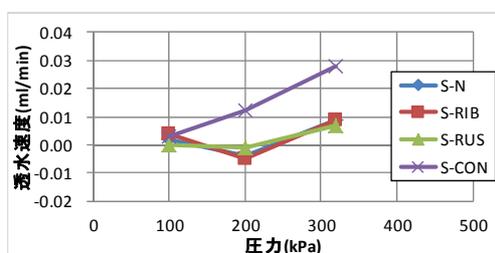


図3 試験終了後の切断面の状況

*Yuji Murakami¹, Toshiaki Wakui¹, Hisashi Imai¹, Ryo Yamashita¹, Sumiyuki Sawada¹ and Hiroshi Masaki²

¹Hazama Ando Corp., ²IRID (Toshiba Corp.)

水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発 (8) 流水条件が異なるダウンカマへの充填性・止水性確認試験

Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(8) Filling and Sealing Experiment of downcomer with various water flow conditions

*山下 亮¹, 村上 祐治¹, 涌井 俊秋¹, 今井 久¹, 澤田 純之¹, 正木 洋²

¹安藤ハザマ, ²IRID((株)東芝)

格納容器を冠水させるためのベント管および S/C の充填止水工法のオプションの 1 つとしてダウンカマを水中コンクリートにより充填止水することが考えられる。実物大のダウンカマ試験体を用いて、ダウンカマに水中コンクリートを流入、充填する実験を実施し、その止水性を確認した。

キーワード：水中不分離性コンクリート，ダウンカマ，充填，止水，流動解析

1. はじめに

ダウンカマを対象とした充填止水試験は、補修材料である水中不分離性コンクリートが下方からダウンカマ内を充填し、硬化後においてダウンカマの止水性が確保できるかの確認を目的として実施した。

2. ダウンカマ充填止水試験と流動解析

試験は、ドライウェル側からベント管等を経由した流水がある場合と流水がない場合の 2 通りについて実施した。試験体の概要を図 1 に示す。水中コンクリートの打設はトレミー管で実施し、打ち上がり速度は約 7mm/min とした。試験結果としてコンクリートの打ち上がりの時間変化を図 2 に示す。流水のある場合は、下方からの水中コンクリートの侵入でダウンカマが塞がれた時点から流水影響によりダウンカマ内の水位が上昇してゆくことになる。このため、水中コンクリートの打設高さのダウンカマ内外での差は、流水がある場合において顕著となった。また、水中コンクリートの粘度特性(ビンガム流体)を考慮し、公開コードである OpenFOAM を用いて流動シミュレーションを実施したところ、流動状況がある程度再現できることを確認した。硬化後の試験により、コンクリートは十分な強度を有していた。また、ダウンカマへの注入による止水性確認試験では 30m 相当の水圧に対しても、漏水量は 1mL/min 以下であり、十分な止水性を有することが確認された。

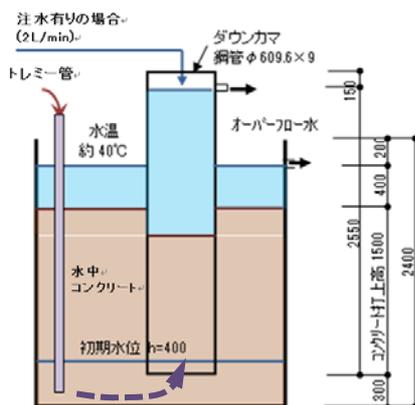


図 1 ダウンカマ充填止水試験概要

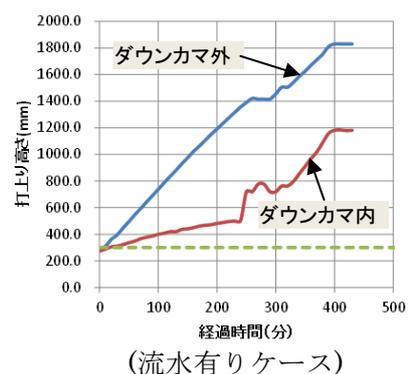
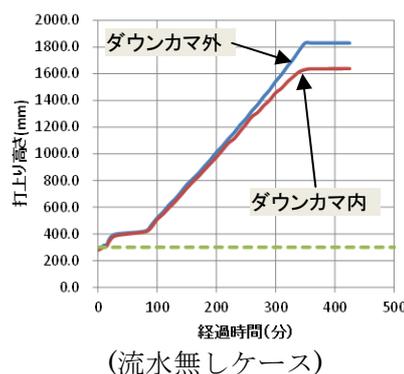


図 2 コンクリートの打ち上がり高さ

3. おわりに

水中不分離性コンクリートによるダウンカマの充填止水試験により、止水性は十分に高いことが確認できた。ただし、ダウンカマ表面への付着物影響については、さらなる検討が望まれる。なお、この成果は、経済産業省/平成 25 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

*Ryo Yamashita¹, Yuji Murakami¹, Toshiaki Wakui¹, Hisashi Imai¹, Sumiyuki Sawada¹ and Hiroshi Masaki²

¹Hazama-Ando Corp., ²Toshiba Corp.

水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発 (9) 実大の S/C 内設備模型に関する充填性・止水性確認試験

Development of Repair and Water leakage Stoppage Technology for S/C using washout-resistant concrete

(9) Filling and Sealing Experiment for the real scale S/C facility model

*今井 久¹, 涌井 俊秋¹, 村上 祐治¹, 山下 亮¹, 澤田 純之¹, 正木 洋²

¹安藤ハザマ, ²IRID(株)東芝

福島第一原子力発電所事故に伴い発生した原子炉格納容器内の燃料デブリを冠水工法で取り出すため、圧力抑制室(S/C)内の漏えい箇所水中不分離性コンクリートを充填し止水する計画がある。本試験では、この計画の成立性を確認するために、漏洩経路となりうる S/C 内に存在する構造物の一部を模擬した実大模型を製作し、コンクリートの充填性、止水性を確認したので試験内容、試験結果について報告する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，水中不分離性コンクリート，止水

1. はじめに

S/C 内充填水の漏洩経路となる S/C 内構造物の開口および 2 号機で想定される損傷部を閉塞・止水するため、構造物の開口部を模擬した実大模型にて水中不分離性コンクリートの充填性及び止水性を確認した。

2. 試験内容

2-1. 試験方法

試験は、図 1、2 に示す水槽（巾 3.2m×高さ 3.0m×奥行 2.4m）内に、漏洩部となるクエンチャ、ストレーナ、損傷開口部（φ50mm）の模擬体を設置し水槽の片側の 1 ヶ所から通常の建設工事に用いるコンクリートポンプにて水中不分離性コンクリートを打設した。水槽内には、冠水時にさらにコンクリート流動を阻害すると考えられる強め輪模擬体（T フランジ）も設置した。

2-2. 試験結果

コンクリートは時間当たり 42cm の打上がり速度で打設し、模擬損傷孔および模擬ストレーナからの漏水（90L/min）の止水を確認した。コンクリート硬化後には試験体の図 3 のような切断やコアサンプリングを実施し、目視やコア分析からコンクリートの十分な充填性を確認した。さらにクエンチャ模擬体内部に加圧注水を行い圧力と注水量の計測から十分な止水が得られていることが定量的に把握できた。

3. おわりに

上記試験により実機に対し、本試験で使用した水中不分離性コンクリートにてコンクリートの充填性、漏洩部の止水性を確保できることが確認できた。なお、この成果は、経済産業省／平成 25 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

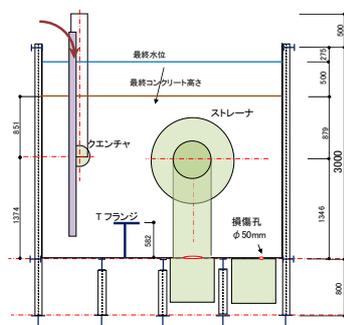


図 1 試験水槽鉛直断面図

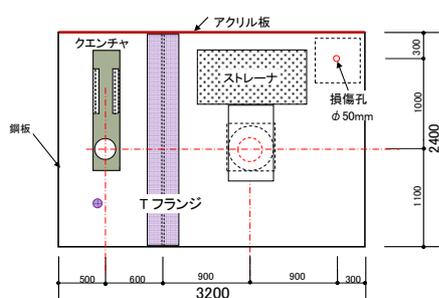


図 2 試験水槽平面図



図 3 コンクリート充填状況

* Hisashi Imai¹, Toshiaki Wakui¹, Yuji Murakami¹, Ryo Yamashita¹, Sumiyuki Sawada¹ and Hiroshi Masaki²

¹Hazama Ando Corp., ²IRID(Toshiba Corp.)

水中不分離性コンクリート充填による S/C 内止水技術の開発

(10) 真空破壊弁模型を用いた充填性・止水性確認試験

Development of water sealing method for S/C by filling up with antiwashout underwater concrete

(10) Filling and Sealing Experiment of vacuum breaker valve model

*澤田 純之¹, 村上 祐治¹, 涌井 俊秋¹, 今井 久¹, 山下 亮¹, 正木 洋²

¹安藤ハザマ, ²IRID ((株)東芝)

本試験は、ベント管先端部分に取付いている S/C とベント管を直接繋ぐ真空破壊弁に対し、ベント管外側からの水中不分離性コンクリート（以後、水中コン）打込みにより、止水を行う目的で実施した。真空破壊弁は 2 号機、3 号機で形状が異なるため各真空破壊弁の模型を用いて充填・止水試験を実施した。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，真空破壊弁，止水，水中不分離性コンクリート

1. 試験概要

本試験は、水槽内に設置した真空破壊弁の製作模型に対し、水中コンを打込んで(打上り速度：5.0mm/min)実施した。水中コンはトレミー工法により打込んでいる。表 1 に、本試験の試験ケース一覧を示す。試験ケースは、両真空破壊弁模型の VB2/VB3 で充填・止水試験を実施、VB2 のみ流水有りのケースを実施した。流水は真空破壊弁を挟んで水中コン打込側の反対側から流し、流水 1.0L/min となるように設定した。図 1 には VB2-F の試験概要を示している。

2. 止水試験の結果

止水試験の結果、流水無しの VB2/VB3-N では水中コンの打込みにより止水可能であることが分った。一方、流水有りの VB2-F では、打上り高さ(真空破壊弁芯より 680mm 上部)でも流水の有る状態では水の漏えいを止められなかった。写真 1 に VB2-N/F の試験後の切断面を示す。切断面より VB2-N では真空破壊弁が開き、弁の内部まで止水材が充填されているのが見られる。VB2-F では、真空破壊弁の開きは VB2-N に比較して小さいものの、充填材が弁内部まで流入している。しかしながら、流水の止水は出来なかった。写真より、水みちは弁内奥の横配管上部（数 mm の隙間）、真空破壊弁の外側上部の空隙部と推察される。

3. 結論

水中コンによる真空破壊弁の止水は、流水無しの場合で確認できた。一方、流水有りの場合は流水が止まらず、止水には対策を講じる必要があることが分った。なお、この成果は、経済産業省／平成 25 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金により得られたものである。

*Sumiyuki Sawada¹, Yuji Murakami¹, Toshiaki Wakui¹, Hisashi Imai¹, Ryo Yamashita¹ and Hiroshi Masaki²

¹Hazama Ando Corp., ²IRID (Toshiba Corp.)

表1 試験ケース一覧

試験ケース	対象原子炉	流水 (L/min)
VB2-N	2号機	—
VB2-F		1.0
VB3-N	3号機	—

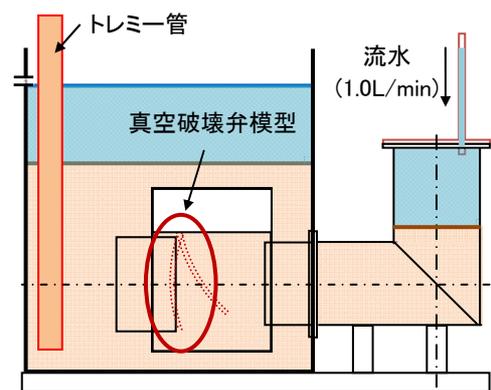


図 1 試験概要図 (VB2-F)

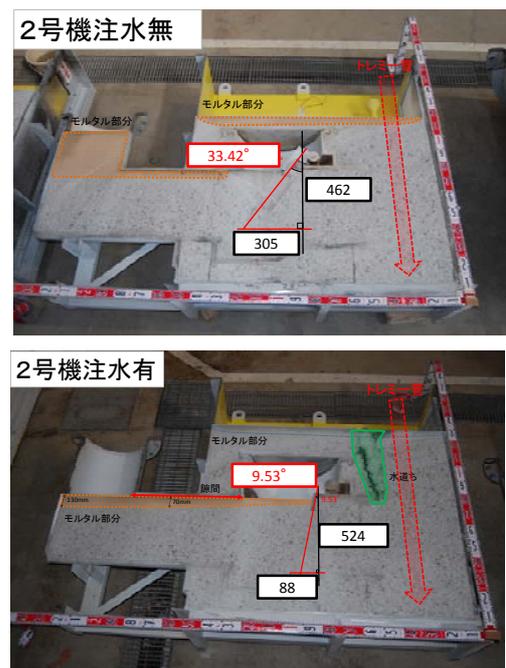


写真 1 試験終了後の切断面の状況

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

[3I01-03] Development of minor actinide recovery processes 1

Chair: Tsuyoshi Murakami (CRIEPI)

Wed. Mar 29, 2017 9:30 AM - 10:20 AM Room I (16-304 Building No.16)

[3I01] R&D of MA separation processes for P&T system using ADS

*Hideya Suzuki¹, Kiyoto Yamashita², Rin Murayama³, Yasutoshi Ban¹, Mitsunobu Shibata¹,
Tatsuya Kurosawa¹, Tomohiro Kawasaki¹, Hiroshi Sagawa¹, Yuji Sasaki¹, Tatsuro Matsumura¹
(1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology, 3. National Institute of
Technology, Nagaoka College)

9:30 AM - 9:45 AM

[3I02] Radiolysis of HONTA extractant for MA/RE separation

*Tomohiro Toigawa¹, Hideya Suzuki¹, Yasutoshi Ban¹, Sho Ishii¹, Tatsuro Matsumura¹ (1. Japan
Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM

[3I03] Adsorption and elution behaviors of TPDN extractant in extraction chromatography

*Masayuki Takeuchi¹, Sou Watanabe¹, Hideya Suzuki¹, Tatsuro Matsumura¹ (1. Japan Atomic
Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

ADS による核変換サイクルの確立を目指した MA 分離プロセスの開発

(9) MA/RE 相互分離のための新規抽出剤の検討

R&D of MA separation processes for P&T system using ADS

(9) Examination of Novel Extractants for MA/RE separation

*鈴木英哉¹, 山下健仁², 村山琳³, 伴康俊¹, 柴田光敦¹,
黒澤達也¹, 川崎倫弘¹, 佐川浩¹, 佐々木祐二¹, 松村達郎¹

¹日本原子力研究開発機構, ²東京工業大学, ³長岡工業高等専門学校

日本原子力研究開発機構では、加速器駆動システム(ADS)による核変換技術の確立を目指して、高レベル放射性廃液(HLLW)中からマイナーアクチノイド(MA)を回収するための分離プロセスの研究開発を行っている。MA に対する優れた抽出分離能と高い実用性を併せ持つ新規抽出剤を用い、MA と希土類元素(RE)との相互分離について検討した。

キーワード : MA/RE 相互分離、ADS、溶媒抽出、抽出剤、ミキサセトラ

1. 緒言

アメリカシウム(Am)等の長半減期の MA を ADS により核変換し、短半減期化あるいは安定核種化するためには、HLLW 中から MA のみを分離回収することが必要である。しかしながら、HLLW 中には多種多様な元素が含まれており、中でもとくに性質の酷似する 3 価の MA(MA(III))と 3 価の RE(RE(III))との相互分離(MA/RE 相互分離)は非常に困難で、且つ重要な研究課題である。本研究では、MA/RE 分離に対し優れた性能を有する抽出剤：ニトリロトリアセト(NTA)アミド(図 1)を用いた抽出試験により、反応機構及び反応条件等について検討し、ミキサセトラによる連続抽出試験を実施した。

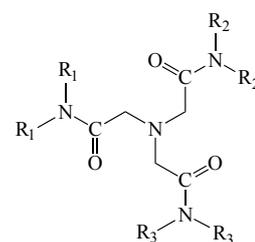


図 1 NTA アミドの構造
R₁, R₂, R₃ : アルキル基

2. 実験

トレーサー量の ²⁴¹Am、²⁴⁴Cm、¹⁵²Eu、及び RE を含む硝酸水溶液(水相)と NTA アミドを溶解した *n*-ドデカン溶液(有機相)を等容量混合し、振とう器を用いて縦振り振とう(240 回/分)した後、5 分間の遠心分離(3000 rpm)により相分離した。水相と有機相の試料溶液の α 線、及び γ 線を計測し、Am(III)、Cm(III)、及び Eu(III)を定量した。その他の RE は ICP-MS、または ICP-AES を用いて濃度を測定し、分配比、抽出率を算出した。また、2 台の小型多段ミキサセトラ抽出器を用い、水相と有機相とを向流接触させ、連続抽出試験を行った。

3. 結果・考察

NTA アミドによる Am(III)、Eu(III)抽出における抽出率と反応時間との関係を図 2 示す。Eu(III)は約 120 秒で抽出平衡に達しているのに対し、Am(III)では約 240 秒以上となり、反応速度が異なることがわかった。NTA アミド分子の中心の N 原子が Am(III)に配位する速度が遅いことが、反応速度に差を生じていると考えられる。この結果から、ミキサセトラのミキサ部内での水相と有機相の接触時間が、MA/RE 相互分離に影響を与えることが明らかとなった。

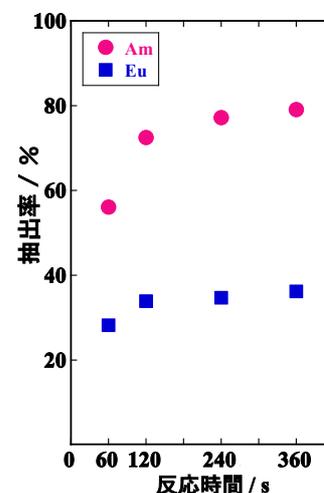


図 2 Am(III)、Eu(III)の抽出率と反応時間との関係

有機相: [NTA アミド] = 0.05 M / *n*-ドデカン
水相: [HNO₃] = 0.05 M = 一定

*Hideya Suzuki¹, Kiyoto Yamashita², Rin Murayama³, Yasutoshi Ban¹, Mitsunobu Shibata¹, Tatsuya Kurosawa¹, Tomohiro Kawasaki¹, Hiroshi Sagawa¹, Yuji Sasaki¹ and Tatsuro Matsumura¹,

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Tokyo Institute of Technology, ³National Institute of Technology, Nagaoka College

本報告は、文部科学省からの受託事業として、原子力機構が実施した平成 28 年度「加速器駆動未臨界システムによる核変換サイクルの工学的課題解決に向けた研究開発」の成果です。

MA/RE 分離抽出剤 HONTA の放射線分解の研究

Radiolysis of HONTA extractant for MA/RE separation

*樋川 智洋¹、鈴木 英哉¹、伴 康俊¹、石井 翔¹、松村 達郎¹

¹ 日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構では、高レベル放射性廃液(HLLW)中からマイナーアクチノイド(MA)を回収するための分離プロセスの研究開発を行っている。本研究では MA に対する優れた抽出分離能を持つ新規抽出剤 HONTA について、ドデカン溶媒中での γ 線分解量及び分解生成物を明らかにした。

キーワード : MA/RE 分離、溶媒抽出、HONTA、放射線分解

1. 緒言

MA 分離抽出剤の耐放射線性能の解明は、現在開発が進められている高レベル放射性廃液から MA を分離するプロセスの成立性を評価する上で強く求められている。特に、高放射線場となる抽出溶媒中では、放射線による抽出剤の分解、及び放射線分解生成物の蓄積が長期的なプロセスの運用における問題としてこれまで指摘されてきた。そこで本研究では、MA とレアアース(RE)の分離抽出剤として注目されているヘキサオクチルニトリロトリアセトアミド(HONTA, 図 1)を対象に、 γ 線を用いて、HONTA の放射線分解量を実験的に明らかにすると共に、HONTA の分解生成物を同定した。

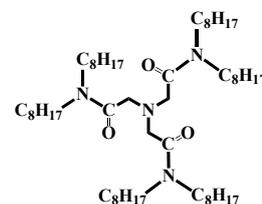


図 1 HONTA の構造

2. 実験

100 mM HONTA-ドデカン溶液に対し、 γ 線照射実験を行った。量研機構・高崎量子応用研究所にある Co-60 から放出された γ 線を用い、試料を異なる 6 つの線量率で 16 時間照射した。線量率は、水への吸収線量換算で、1.2、1.9、3.1、5.2、7.7 及び 11 kGy/h であり、これはニクロム酸カリウム線量計を用いて求めた。

3. 結果・考察

γ 線照射試料中の HONTA の濃度は GC-MS を用いて定量した。図 2 に水換算吸収線量に対する HONTA の濃度を示す。得られた濃度変化から、指数関数によるフィッティングにより dose constant を $1.0 \times 10^{-6} \text{ Gy}^{-1}$ と求めた。これは HONTA を半減させるのに必要な γ 線量が 690 kGy (水換算線量)であることに相当する。また質量スペクトルの解析から、主な HONTA 分解生成物としてジオクチルアミン(DOA)、ジオクチルホルムアミド(DOFA)及びジオクチルアセトアミド(DOAA)が生成することがわかった。DOA、DOFA 及び DOAA の濃度の線量依存性を図 3 に示す。DOFA については、HONTA の濃度変化で見られた傾向と同じく、初期濃度が解析値と実験値で異なった。また DOFA は DOA や DOAA と異なり、16 kGy 以降での増加は観測されなかった。このことは、HONTA の低線量域での分解が DOFA の生成と関与すること、及び HONTA には放射線分解メカニズムが 2 通り存在することを示唆している。

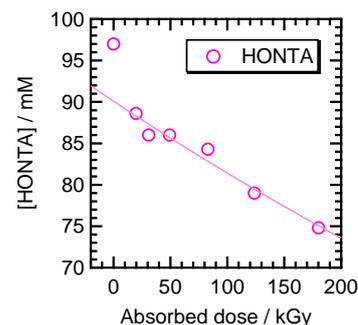


図 2 ドデカン溶液中における HONTA の濃度の γ 線量依存性

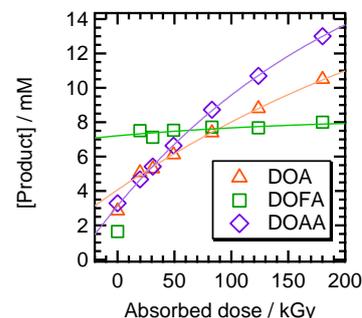


図 3 DOA、DOFA および DOAA の濃度の γ 線量依存性

* Tomohiro Toigawa¹, Hideya Suzuki¹, Yasutoshi Ban¹, Sho Ishii¹ and Tatsuro Matsumura¹,

¹Japan Atomic Energy Agency

抽出クロマトグラフィ技術を利用した TPDN 吸着材による Am の吸着溶離挙動

Adsorption and Elution Behaviors of Am on TPDN Adsorbents using Extraction Chromatography

渡部 創¹, *竹内 正行¹, 鈴木 英哉¹, 松村 達郎¹

¹ 日本原子力研究開発機構

MA/Ln 分離用の抽出剤 TPDN を含浸した吸着材を対象に、放射線劣化を考慮の上、抽出クロマトグラフィ系で吸着溶離挙動を評価した。バッチ試験の結果、放射線劣化していない吸着材では Am の選択的な分離性能を確認したが、放射線劣化した吸着材では Eu の同伴が認められた。

キーワード：抽出クロマトグラフィ，TPDN，アメリシウム，抽出剤，吸着，溶離， γ 線照射，劣化

1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、MA を中心とした分離変換サイクルの確立を図るため、使用済燃料からの MA 分離研究を進めている。分離フローは MA と希土類元素 (RE) の共分離及び相互分離の 2 段階プロセスを検討しており、近年、後段の抽出剤として、ソフトドナー系の TPDN (N,N,N', N'-tetrakis (2-pyridylmethyl)ethylenediamine) が開発されており、放射性トレーサーを用いた溶媒抽出試験の結果から、pH=1~5 の領域で Eu に対する Am の分離係数 (SF) が 40~160 を示す等、優れた分離性能が実証されている [1]。本研究では、抽出クロマトグラフィ系での適用性を検討するため、放射線劣化を考慮した TPDN/SiO₂-P 吸着材を対象に、バッチ試験により MA の吸着溶離データ等を取得したので報告する。

2. 試験方法

吸着材は多孔質シリカ粒子に高分子ポリマー (スチレンジビニルベンゼン) を塗布し、抽出剤 TPDN を含浸させて調製した。これに ⁶⁰Co により照射線量 0.5, 1.0, 2.0MGy の条件で γ 線照射し、非照射の吸着材とともにバッチ試験に供した。バッチ試験は高レベル放射性物質研究施設 (CPF) の G.B.内で実施し、供給液には高レベル放射性廃液の希釈液を用いて ²⁴¹Am, ¹⁵⁵Eu, ¹³⁷Cs の吸着溶離データを取得した。以上の結果から、放射線劣化による吸着溶離性能への影響を検討するとともに、吸着材の放射線劣化物を同定した。

3. 結果及び考察

照射線量による分配係数の変化を図 1 に示す。本結果から、非照射条件の吸着材では分配係数は低いものの、Am の選択的な分離性能を確認した。一方、放射線劣化した吸着材では Eu の同伴が認められ、照射線量の増加に伴って Eu 吸着量は低下傾向を示した。この原因に関して、2-pyridinecarboxaldehyde が劣化生成物として確認されており、吸着挙動の変化はこの種の劣化生成物による影響が考えられる。なお、すべての条件で ¹³⁷Cs の吸着は認められず、吸着した核種はほぼ 100%に近い溶離率が得られた。今後は、吸着材劣化物と吸着溶離性能の関係を詳細に評価し、カラム試験を通じてフローシート最適化や分離性能の評価を進める計画である。

参考文献

[1] 松村他、日本原子力学会「2014年春の年会」G20

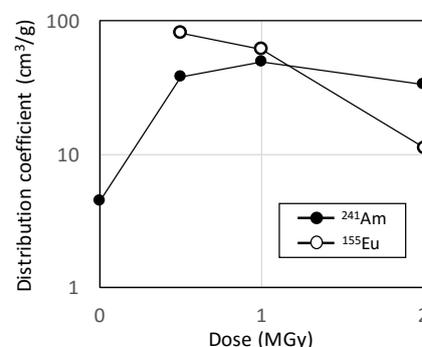


図1 分配係数に与える照射線量の影響

Sou Watanabe¹, *Masayuki Takeuchi¹, Hideya Suzuki¹ and Tatsuro Matsumura¹

¹Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

[3I04-06] Development of minor actinide recovery processes 2

Chair: Masatoshi Iizuka (CRIEPI)

Wed. Mar 29, 2017 10:20 AM - 11:10 AM Room I (16-304 Building No.16)

[3I04] STXM analysis of adsorbent for effective recovery of radioactive elements

*Yuichi Sano¹, Sou Watanabe¹, Haruaki Matsuura², Tsuyoshi Arai³ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo City University, 3. Shibaura Institute of Technology)

10:20 AM - 10:35 AM

[3I05] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

*Daisuke Watanabe¹, Yuko Kani¹, Akira Sasahira¹, Kuniyoshi Hoshino² (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

10:35 AM - 10:50 AM

[3I06] Denitration experiments on simulated MA product solution containing DTPA

*Sou Watanabe¹, Sano Yuichi¹, Kofuji Hirohide¹, Masayuki Takeuchi¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:50 AM - 11:05 AM

走査型透過 X 線顕微鏡による放射性元素回収用吸着材の構造解析

STXM analysis of adsorbent for effective recovery of radioactive elements

*佐野 雄一¹, 渡部 創¹, 松浦 治明², 新井 剛³

¹原子力機構, ²東京都市大学, ³芝浦工業大学

多孔質シリカ担体上にポリマーを被覆させたマイナーアクチニド回収用吸着材について、吸着材構造にポリマー架橋度が与える影響を走査型透過 X 線顕微鏡 (STXM) により評価した。架橋度の増加に伴いポリマーが細孔中に均一に広がるとともに、細孔が狭小化し、水分子が捕捉されやすくなることが示唆された。

キーワード: 走査型透過 X 線顕微鏡, 吸着材, 架橋度, マイナーアクチニド

1. 緒言

原子力機構では、高分子ポリマー (スチレンジビニルベンゼン (SDB)) を塗布した SiO₂ 粒子上に種々の抽出剤を担持させた吸着材を用いてマイナーアクチニドを分離回収する方法を開発している。本法における分離性能は、SiO₂ 表面に塗布した SDB の状態 (架橋度等) に大きく影響を受けることが確認されている [1]。本研究では、SDB の架橋度の違いが吸着材構造に及ぼす影響を明らかにするため、吸着材中の炭素原子及び酸素原子を対象とした走査型透過 X 線顕微鏡 (STXM) 測定を実施した。

2. 実験

SDB の架橋度を 5~15% とした複数の吸着材を調製し、10μm×10μm×300nm 程度の薄片に加工した後、STXM 測定に供した。粒径約 50μm 及び細孔径約 600nm を有する SiO₂ 粒子を担体とし、CMPO を抽出剤として担持した。STXM 測定は、分子科学研究所極端紫外光研究施設 (UVSOR) BL4U において、炭素原子及び酸素原子を対象に実施した。

3. 結果及び考察

SDB 及び CMPO に含まれる炭素原子の NEXAFS スペクトルを利用したスペクトルフィッティングにより得られた、架橋度 10% の吸着材 (CMPO 担持なし) 及び架橋度 15% の吸着材 (CMPO 担持あり) 中における炭素の分布状態を図 1 に示す。SDB 及び CMPO は、吸着材中の細孔表面から数百 nm 程度の領域に存在し、その領域は架橋度の増加や CMPO の担持により均一に広がる様子が伺える。一方、酸素の NEXAFS スペクトルにおいては、架橋度の増加に伴い、水分子に起因するピークが新たに観察された。これらの結果から、架橋度が大きい条件において確認されている溶離性能の低下 [1] は、SDB の存在領域の拡大による細孔の狭小化とこれに伴う溶離液の捕捉に起因する可能性が示唆される。

謝辞

本研究における吸着材の薄片加工及び STXM 測定は、文部科学省ナノテクノロジープラットフォーム事業 (分子・物質合成) の支援により分子科学研究所で実施された。

参考文献

[1] S. Watanabe et al., *Procedia Chem.* 7 (2012) 411-417.

*Yuichi Sano¹, Sou Watanabe¹, Haruaki Matsuura² and Tsuyoshi Arai³

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Tokyo City Univ., ³Shibaura Inst. of Tech.

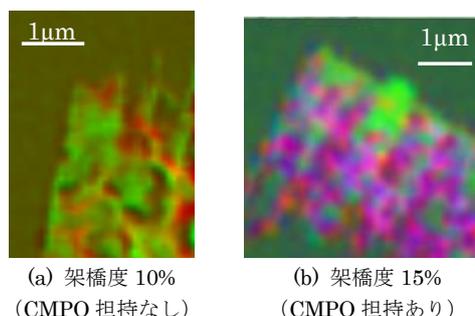


図 1 スペクトルフィッティングによる炭素分布状態評価 (明緑: 担体 (SiO₂), 赤: 炭素 (SDB), 青: 炭素 (CMPO))

長寿命超ウラン元素を燃焼可能な軽水炉 RBWR の開発 (15) RBWR 向け MA 回収工程における元素の移行挙動への硝酸抽出の影響

Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

(15) Effect of Nitric Acid Extraction on Element Transfer Behavior in MA Recovery

*渡邊 大輔¹、可児 祐子¹、笹平 朗¹、星野 国義²

¹日立研開, ²日立GE

RBWR 使用済燃料から溶媒抽出法により MA を回収するプロセスで用いる有機溶媒のオクタノールについて、硝酸の抽出量の硝酸濃度依存性を評価した。多段向流抽出において、オクタノールへの硝酸の抽出による抽出装置内での硝酸の蓄積を考慮することで、元素の移行挙動の予測精度を向上した。

キーワード: RBWR, 再処理, 溶媒抽出, 硝酸, 窒素ドナー抽出剤

1. 緒言

日立では、長寿命超ウラン元素 (TRU) を燃焼可能な沸騰水型軽水炉 RBWR を開発している[1]。RBWR 使用済燃料に残存する TRU を再利用するため、PUREX 法等で U と Pu を回収した後、溶媒抽出法でマイナーアクチノイド (MA) を回収するプロセスを検討している[2]。MA の回収プロセスにおいて有機溶媒に用いるオクタノールは窒素ドナー抽出剤の溶解度が高い反面、硝酸を抽出する性質も持つ。本研究では、オクタノールへの硝酸の抽出量を評価し、多段向流抽出試験[3]においてオクタノールへの硝酸の抽出が元素 (代表として Eu を使用) の移行挙動へ与える影響を検討した。

2. 実験

オクタノールへの硝酸の抽出量の評価試験では、オクタノールを等量の硝酸水溶液と 22 °C で振とうし、平衡時のオクタノール中の硝酸濃度を中和滴定により評価した。

多段向流抽出試験では、抽出剤として t-butyl-CyMe4-BTBP (4-tert-butyl-6,6'-bis(5,5,8,8-tetramethyl-5,6,7,8-tetrahydro-benzo-1,2,4-triazin-3-yl)-2,2'-bipyridine)、有機溶媒としてオクタノールを用いた。また、抽出段(3段)と洗浄段(5段)で構成されるバッチ式の多段向流抽出装置[3]を用いて Eu の抽出試験を行った。抽出剤濃度は 40 mM、供給する水相の Eu 濃度と硝酸濃度はそれぞれ 0.5 mM、4 M とした。洗浄液の硝酸濃度は 0.4 M とした。有機相と水相の体積比は、抽出段では 1:1、洗浄段では 2:1 とした。多段向流抽出試験における試験装置内の硝酸濃度および元素濃度の予測は、硝酸の抽出量の評価結果および元素の分配比の硝酸濃度依存性[3]を用い、平衡計算と各液相の移送を 1 バッチとする計算を繰り返すことにより評価した。試験装置内の各段における各相の Eu の存在比は、1 バッチで供給する Eu 量に対する各相の Eu 量の比で評価した。

3. 結論

オクタノールへの硝酸の抽出量の評価結果を図 1 に示す。水相の初期硝酸濃度が増加するにつれてオクタノール中の硝酸濃度は上昇し、水相の硝酸の 10 % 程度が移行することが判明した。

硝酸の抽出量の評価結果を用い、多段向流抽出試験における試験装置内の水相の硝酸濃度を予測した結果を図 2(a)に示す。硝酸の抽出を考慮しない場合と考慮する場合は、後者の方が各段における硝酸濃度の予測値が高く、特に洗浄段の 1 段目において差が大きくなった。また、硝酸濃度は最大で 2.8 M まで上昇することが予測された。

多段向流抽出装置内での有機相の各段における Eu の存在比の実験値および予測値を図 2(b)に示す。硝酸の抽出を考慮しない場合、洗浄段には Eu はほとんど移行しないと予測されたが、実験では多くの Eu が洗浄段に移行し、洗浄段 2 段目にピークを持つ分布となった。一方、硝酸の抽出を考慮した場合、考慮しない場合に比べて Eu の存在比のピーク位置が実験値に近い結果となった。硝酸濃度の予測精度が向上したことで、Eu の抽出量を予測する際に適切な分配比の値を設定でき、Eu の抽出量の予測精度が向上したためと考える。

有機溶媒にオクタノールを用いる場合、元素の移行挙動の予測にはプロセス中でのオクタノールへの硝酸の抽出を考慮することが必要であると考えられる。

参考文献

- [1] 日野ら. 2015 年原子力学会秋の大会. A04 (2015).
[2] 渡邊ら. 2016 年原子力学会春の年会. 2F21 (2016).
[3] Watanabe D et al., Proc. ANUP 2016; 2016 Oct 24-27; Sendai (Japan).

*Daisuke Watanabe¹, Yuko Kani¹, Akira Sasahira¹, Kuniyoshi Hoshino²

¹Hitachi, Ltd. ²Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

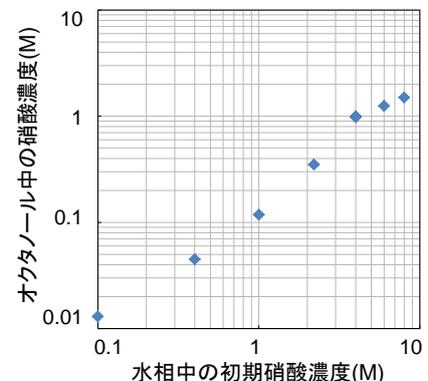


図 1 オクタノールへの硝酸の抽出量

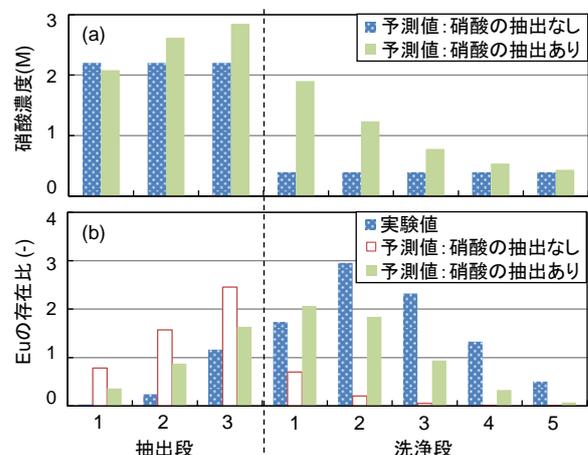


図 2 多段向流抽出試験における(a)水相中の硝酸濃度分布、(b)有機相中の Eu の存在比分布

DTPA を含む模擬 MA 製品溶液のマイクロ波脱硝試験

Microwave denitration experiment on simulated MA product solution

*渡部 創, 佐野雄一, 小藤博英, 竹内正行

原子力機構

抽出クロマトグラフィ法にて回収される MA 製品溶液中に含まれる DTPA の除去の必要性を検討するため、模擬 MA 製品溶液のマイクロ波脱硝を行った。製品粉末の分析の結果、初期量の約 1 % の C が残留することが分かった。今後、燃料製造や照射挙動への影響を考慮し、除去の必要性を決定する。

キーワード: MA 回収, マイクロ波脱硝, DTPA

1. 緒言

原子力機構が実施している SmART(Small Amount of Reuse Fuel Test)サイクル研究計画は、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、「常陽」照射済燃料から実際に回収した U, Pu, MA (Np, Am, Cm) を用いて製造した燃料を再び「常陽」で燃焼する世界でも初めての研究である。この研究では、U, Pu, Np を共回収した後のラフィネートから、抽出クロマトグラフィ法を用いて Am, Cm を回収する。最終製品溶液には溶離液に含まれる DTPA が含有される[1]。本研究では、製品溶液からの DTPA の除去の必要性を検討することを目的とし、DTPA を含む模擬製品溶液のマイクロ波脱硝及び製品粉末の分析を行った。

2. 実験

模擬製品溶液として、硝酸 Ce 水溶液に Eu-DTPA 錯体 (pH=3) を添加したものをを用いた。SiN 容器に模擬溶液を入れ、1500 W のマイクロ波を重量変化がなくなるまで照射した。その後、容器を電気炉に入れ、空気雰囲気にて 750°C まで加熱した。冷却後、脱硝容器中の粉末を回収し、元素(CHN)分析、TG/DTA 測定、XRD 測定、EXAFS 測定に供した。比較のため、DTPA を含まない溶液についても同様の操作を行った。

3. 結果及び考察

図 1 に得られた製品粉末の外観を示す。噴きこぼれや SiN 製容器への付着など、DTPA 混入による脱硝運転性及び試料の回収性への影響は確認されなかった。溶液中に含まれる DTPA の大部分が分解されたが、元素分析の結果、初期量の約 1 % の C が製品粉末中に残留することが分かった。DTPA を含まない溶液については、C の残留は検出されなかった。またこの C は、製品粉末の XRD 及び EXAFS 測定の結果、Ce の炭化物など、DTPA とは異なる化合物として存在している可能性が示唆された。Ce や Eu の酸化物に、DTPA 由来の C を含む少量の異なる構造を有する化合物が共存していると考えられる。今後残留する化合物の同定を進めていくと共に、炭素の除去の必要性について燃料製造等の観点から検討する。また、必要に応じて、効率的な DTPA の除去もしくは分解手法について検討を進める。

謝辞

本研究で実施した EXAFS 実験は、KEK 物質構造科学研究所・放射光共同利用実験、課題番号 2014G606 にて実施した。

参考文献

[1] S. Watanabe et al., Procedia Chem. 21 (2016) 101-108.

*Sou Watanabe, Yuichi Sano, Hirohide Kofuji and Masayuki Takeuchi
Japan Atomic Energy Agency



図 1 脱硝後の製品粉末

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

[3107-09] Denitration, high-level liquid waste, pyro-processing

Chair: Masayuki Takeuchi (JAEA)

Wed. Mar 29, 2017 11:10 AM - 12:00 PM Room I (16-304 Building No.16)

[3107] Mechanism of flushing phenomena induced by microwave heating

*Shunya FUJITA¹, Yutaka ABE¹, Akiko KANEKO¹, Fuminori CHONAN¹, Tomohisa YUASA¹,
Tatsunori YAMAKI¹, Tomoomi SEGAWA², Yoshikazu YAMADA² (1. University of Tsukuba, 2.
Japan Atomic Energy Agency)

11:10 AM - 11:25 AM

[3108] Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution

*Tetsuya Kato¹, Tsuyoshi Usami¹, Takeshi Tsukada¹ (1. CRIEPI)

11:25 AM - 11:40 AM

[3109] Electrochemical behavior of Si-Zr alloy in LiCl-KCl melt

*TSUYOSHI MURAKAMI¹, YOSHIHARU SAKAMURA¹, KOICHI UOZUMI¹ (1. Central Research
Institute of Electric Power Industry)

11:40 AM - 11:55 AM

マイクロ波加熱による突沸現象の発生機構

Mechanism of flushing phenomena induced by microwave heating

*藤田 峻也¹, 阿部 豊¹, 金子 暁子¹, 長南 史記¹

湯浅 朋久¹, 八巻 辰徳¹, 瀬川 智臣², 山田 美一²

¹筑波大学, ²日本原子力研究開発機構

マイクロ波加熱時に生じる溶液の突沸現象の発生機構の解明を目的として、突沸時の核生成時の詳細観測を行った。さらに、突沸現象前後における熱量の関係を調べ、突沸現象の発生機構の考察を行った。

キーワード: 核燃料サイクル, マイクロ波加熱, 過熱, 突沸

1. 結言 核燃料サイクルの再処理工程において、マイクロ波加熱脱硝法が使用されている。マイクロ波加熱では沸騰現象を伴うことから、突沸及び噴き零れを避ける運転条件を十分に把握する必要がある。

本研究では、マイクロ波加熱時に生じる溶液の突沸現象の発生機構の解明を目的として、核生成時の詳細観測を行い、突沸現象前後における熱量の関係を調べ、突沸現象の発生機構の考察を行った。

2. 実験 マイクロ波加熱装置は、オープン上部からマイクロ波を照射する構造とし、マイクロ波周波数は 2.45 GHz、試験流体には蒸留水を用いて、大気圧下・室温で実験を行った。

3. 結果と考察 図 1 に突沸による容器内の水が激しく噴き出す様子を示す。赤い線は沸騰前線位置 l_F [m] を示す。突沸前の様子と、突沸によって噴出が始まった瞬間を 0 [s] と定義した。図 2 のように、沸騰前線位置において微小気泡が瞬時に無数に生成・成長している様子から、気泡生成頻度 J [$\text{m}^3 \cdot \text{s}$], 過熱液相中の気泡体積成長に必要な熱量 q_B [W] を求め、それらから突沸に必要な熱量 Q_B [W] を算出し、図 1 により求めた沸騰前線位置の下降速度 dl_F/dt [m/s] から突沸によって放出された熱量 Q_F [W] を算出した。

$$Q_F = \pi(D/2)^2 \rho (-dl_F/dt) h_{lv}, \quad (1)$$

$$Q_B = J \cdot V \cdot q_B dt, \quad (2)$$

ここで、 V は液体積 [m^3], D は容器断面積 [m^2], ρ は水と水蒸気の密度の平均値 [kg/m^3], h_{lv} は水の蒸発潜熱 [$\text{J}/\text{kg} \cdot \text{K}$] である。図 3 に突沸による放出熱量と必要熱量の比較を示す。両者を比較した結果、おおよそ等しいことがわかり、突沸現象とは過熱液相から微小気泡が瞬時に無数に発生・成長することにより、水が急激に噴き出される現象であると考えられる。

参考文献

[1] 八巻辰徳ら「マイクロ波加

熱における過度沸騰現象の発生限界と発生機構」, 日本原子力学会 2015 春の年会 予稿集, I46, 2015.3

*Shunya Fujita¹, Yutaka Abe¹, Akiko Kaneko¹, Fuminori Chonan¹, Tomohisa Yuasa¹, Tatsunori Yamaki¹, Tomoomi Segawa², Yoshikazu Yamada²

¹University of Tsukuba, ²Japan Atomic Energy Agency

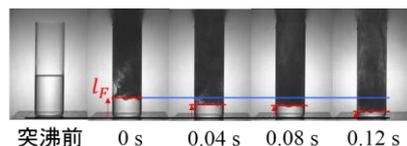


図 1 突沸挙動と沸騰前線位置

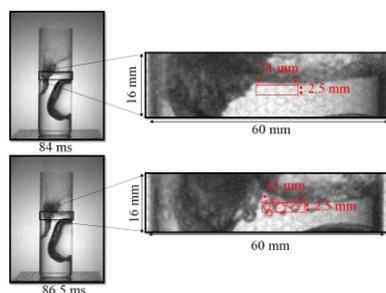


図 2 沸騰前線位置での気泡生成・成長詳細観測結果

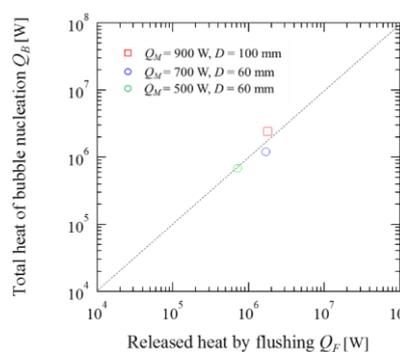


図 3 突沸による放出熱量と突沸に必要な熱量の比較

硝酸溶液からの蒸発・乾固にともなうルテニウムの揮発挙動 —長時間の乾固過程における四酸化ルテニウムの揮発挙動—

Study on ruthenium volatilization during evaporation and dryness of nitrate solution

— Volatilization of tetroxide ruthenium during long-time dryness and decomposition of nitrates —

*加藤 徹也¹, 宇佐見 剛¹, 塚田 毅志¹

¹電中研

高レベル濃縮廃液の蒸発乾固事故における Ru の放出率は、加熱時間に影響されると考えられている。ここでは、Ru を含む硝酸塩の加熱分解を長時間に渡って進行させ、その間放出された RuO₄ 等の発生ガスを質量分析装置で測定した結果について述べる。

キーワード：高レベル廃液，ルテニウム，揮発，冷却機能喪失，蒸発乾固事故

1. 緒言

高レベル濃縮廃液貯槽の冷却機能喪失が長時間に渡る蒸発乾固事故では、高温高濃縮の硝酸溶液中で Ru の一部は揮発性の RuO₄ に酸化される。これまでに模擬廃液や実廃液を用いた加熱試験が行われているが、Ru 放出率 (= 放出量/投入量×100) の測定値には差異があり、その要因として溶液組成、溶液中 Ru 濃度、加熱速度、時間などの違いが考えられている [1, 2]。放出された Ru の分析には手数を要するにもかかわらず、これら影響因子をパラメータとした試験は多岐に渡るため、著者らは質量分析装置の適用を提案し、効率的かつ高感度で RuO₄ を検出できることを示した [3]。また、同時に取得された HNO₃ および NO、NO₂ の発生温度域から、Ru の揮発は HNO₃ のみでなく硝酸根 (NO₃⁻) の分解にともなう酸化に影響を受けることが示唆され、共存硝酸根を増量した試験では Ru 放出率は増大した。これに続き本研究では加熱時間をパラメータとして Ru を含む硝酸塩を加熱分解させて、放出される RuO₄ を質量分析装置で測定した。

2. 実験

島津製作所製 GCMS-QP2010 の真空チャンバー内に試料を挿入して一定の昇温速度で加熱、あるいは一定温度で保持し、直近に配置される質量分析部に発生ガスを導入して測定した。廃液中の Ru に関わる研究において出発物質として通常用いられる硝酸ニトロシル Ru (Ru(NO)(NO₃)₃、レアメタリック製) および共存硝酸根増量のために添加する硝酸セリウム (Ce(NO₃)₃・6H₂O、和光純薬製) を各々純水に溶解して混合した後、80°C で余剰水分を蒸発させた乾燥試料を用いた。

3. 結果

昇温速度を 5K/min として加熱した場合、既報の結果と同様、170~250°C にかけて RuO₄ の放出ピークが観測され、RuO₄ の放出時間 (読取の不確か性を低下させるため、ピーク値の 10% 以上の強度が継続的に検出された時間として定義) は 20 分未満となった。これに対し、蒸発乾固事故の昇温曲線 (評価値) を模した試験では 10 時間程度に渡って Ru が放出された事例もあるため [1]、より低い一定温度に保持することで長時間での硝酸塩分解を試みた。図 1 のように、保持温度の逆数に対して放出時間の対数は概ね直線関係を示し、図中最も低い 115°C では RuO₄ 放出の終息に約 15 時間を要した。RuO₄ ピーク強度の積分値は、図 2 に示すように放出時間 30 分以上では顕著な変化は見られず、緩慢な硝酸塩分解における RuO₄ 放出率に加熱時間依存はないことが示唆された。

参考文献

- [1] M. Philippe et al., Proc. 21st DOE/NRC Nucl. Air Cleaning Conf., NUREG/CP-116, Vol.2, 831-843 (1990).
[2] Y. Yamane et al., J. Nucl. Sci. Technol., 53[6], 783-789 (2016).
[3] T. Kato et al., J. Nucl. Mater., 479, 123-129 (2016).

*Tetsuya Kato¹, Tsuyoshi Usami¹ and Takeshi Tsukada¹

¹CRIEPI

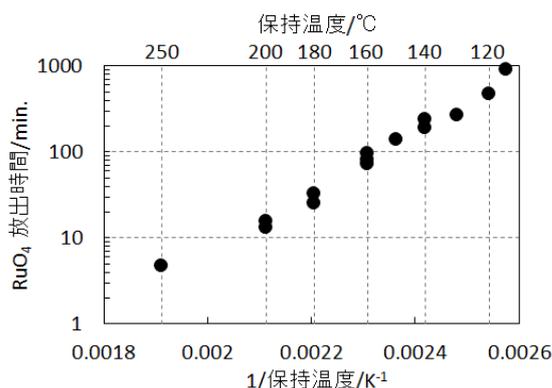


図 1 保持温度と RuO₄ 放出時間の関係

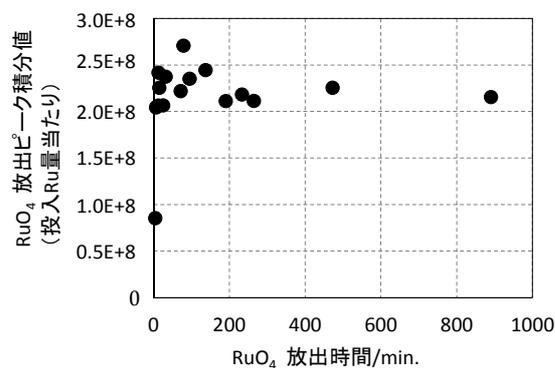


図 2 RuO₄ の放出時間とピーク強度積分値の関係

溶融 LiCl-KCl 中における Si-Zr 合金の電気化学挙動

Electrochemical behavior of Si-Zr alloy in LiCl-KCl melt

*村上 毅, 坂村 義治, 魚住 浩一

一般財団法人電力中央研究所

抄録 溶融 LiCl-KCl 中(450°C)における Si-Zr 合金の電気化学挙動を検討した。その結果、Si-Zr 合金の陽極酸化により、SiCl₄ ガス発生と共に Zr は溶融塩中に溶解することが確認された。

キーワード：分離変換、長寿命核分裂生成物、Si-Zr 合金、溶融塩

1. 緒言

研究開発プログラム「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」の下で、ガラス固化体からの長寿命核分裂生成物 (LLFP: ⁹³Zr, ¹³⁵Cs, ⁷⁹Se, ¹⁰⁷Pd) の分離技術が研究されている。分離手法として、まず溶融塩中でガラス固化体を電解還元または化学還元し、次に、得られた還元生成物 (Si-LLFP 合金) を陽極として電解することで、LLFP をその電気化学特性に応じて分離回収するプロセスが考えられる (図 1)[1, 2]。本研究では、後段の Si-LLFP 合金を陽極とした溶融塩電解プロセスの構築を目指している。まず LLFP の一つである Zr の分離回収法について検討するために、溶融 LiCl-KCl 中において Si-Zr 合金からの Zr 溶出試験を実施した。

2. 実験

すべての試験はアルゴン雰囲気下のグローブボックス内で行った。電解浴にはアルミナ坩堝中で溶融した共晶組成の LiCl-KCl (58.8:41.2 mol%) を用いた (浴温 450°C)。電気化学測定は 3 電極方式で行い、作用極には Ta 線でリードをとった ZrSi₂ 合金板 (5×18×2 mm, 0.688 g) を使用した。対極にはカーボンロッドを、参照極には Ag/AgCl 電極を用いた。

3. 結果考察

まず ZrSi₂ 合金からの Zr の選択的溶出 ($ZrSi_2 \rightarrow 2Si + Zr^{4+} + 4e^-$) を試みるために、Si の陽極酸化 ($Si + 4Cl^- \rightarrow SiCl_4 + 4e^-$)[3] が進行しない -0.2 V (vs. Ag/AgCl) において定電位電解を行った。しかし、電解開始後約 190 秒で電流値が 0.5 mA 以下となり、Zr の選択的溶出速度は非常に遅いことが分かった。次に、Zr と Si を共に陽極酸化 ($ZrSi_2 + 8Cl^- \rightarrow Zr^{4+} + 2SiCl_4 + 12e^-$) するために、より貴な電位 (0.5 V) での定電位電解を実施した。電解開始直後に約 130 mA であった電流は、400 秒後に約 30 mA まで徐々に減少し、その後は電解終了時 (約 5000 秒) までほぼ一定であった。電解前後での ZrSi₂ 合金の重量減少量は 0.024 g であり、電解後の浴塩を ICP により分析した結果、溶融塩中への Zr 溶出が確認された。以上の結果より、ガラス固化体の還元生成物 (Si-LLFP 合金) からの Zr 分離回収法として、Zr を Si と共に陽極酸化することで、生成した SiCl₄ (沸点 57.6°C) は気相に移行させ、溶融塩中に溶出した Zr を陰極で回収する手法が考えられた。

謝辞 本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の一環として実施したものです。

参考文献

[1] 片所優宇美、楊肖、安田幸司、野平俊之、第 47 回溶融塩化学討論会講演要旨集、p64-65 (2015)。

[2] 坂村義治、村上毅、魚住浩一、日本原子力学会 2016 年秋の大会 3F14。

[3] 村上毅、坂村義治、魚住浩一、第 48 回溶融塩化学討論会講演要旨集、p101-102 (2016)。

*Tsuyoshi Murakami, Yoshiharu Sakamura and Koichi Uozumi

Central Research Institute of Electric Power Industry

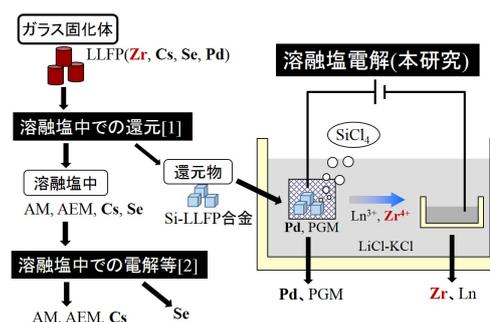


図 1 ガラス固化体中の長寿命核分裂生成物 (LLFP) の分離回収法。AM: アルカリ、AEM: アルカリ土類、PGM: 貴金属、Ln: ランタニド

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 404-3 Fuel Reprocessing

[3110-12] Separation and recovery of uranium, plutonium, thorium

Chair: Sou Watanabe (JAEA)

Wed. Mar 29, 2017 2:45 PM - 3:30 PM Room I (16-304 Building No.16)

[3110] Uranium extraction using fluorous chemistry

*Koki Nakagawa¹, Noriko Asanuma², Toshiyuki Inazu^{3,1} (1. Course of Industrial Chemistry, Graduate School of Engineering, Tokai University, 2. Department of Nuclear Engineering, School of Engineering, Tokai University, 3. Department of Applied Chemistry, School of Engineering, Tokai University)

2:45 PM - 3:00 PM

[3111] Development of the plutonium recovery technique from MOX powder

*Masafumi Tanigawa¹, Yoshiyuki Kato¹, Hidemi Isomae¹, Mai Komatsuzaki², Masanori Yoshino² (1. JAEA, 2. IDC)

3:00 PM - 3:15 PM

[3112] Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant

*Hiroyuki Kazama¹, Yasuhisa Ikeda¹, Koichiro Takao¹ (1. LANE, Tokyo Tech)

3:15 PM - 3:30 PM

フルオラス化学のウラン抽出への応用研究

Uranium extraction using fluororous chemistry

*中川 洗希¹、浅沼 徳子²、稲津 敏行^{3, 1}

1.東海大学大学院工学研究科工業化学専攻、2.東海大学工学部原子力工学科、3.東海大学工学部応用化学科

我々は、フルオラス溶媒の水や有機溶媒と第三の相を形成する点や強酸や強塩基への安定性、高度にフッ素化した化合物を選択的に抽出する性質に着目し、王水にも耐え得るフルオラス溶媒抽出法創出した。そこで、本手法をウラン抽出に用いたところウランをフルオラス相へ抽出することができた。

キーワード： フルオラス化学、フルオラス金属抽出剤、PUREX 法、ウラン抽出

1. 緒言

我々は、フルオラス溶媒の酸や塩基に対する安定性、高度にフッ素化された化合物の選択的抽出、水や有機溶媒とも混和せず第三の層を形成する性質に着目し、すでに王水中やフッ化水素酸水溶液中からフルオラス金属抽出剤を用いて金属の抽出に成功している。そこで、強酸に対して安定なフルオラス金属抽出を濃硝酸中で行われている核燃料中の金属リサイクルに応用することを計画した。

抽出剤として TBP の C_4H_9 -基の代わりにフルオラス性を有する $C_8F_{17}C_3H_6$ -基や $C_4F_9C_3H_6$ -基などに置換したホスフェート型フルオラス金属抽出剤を設計した (Fig. 1)。また、TBP に代わる抽出剤として報告された *N,N*-ジ(2-エチルヘキシル)-2,2-ジメチルプロパンアミド (DEHDMPA) を母構造にアミド型フルオラス金属抽出剤を併せて設計した [1]。そこで本研究では、Fig. 1 に示すようなフルオラス金属抽出剤を合成し、ウランのフルオラス相への抽出を検討した。

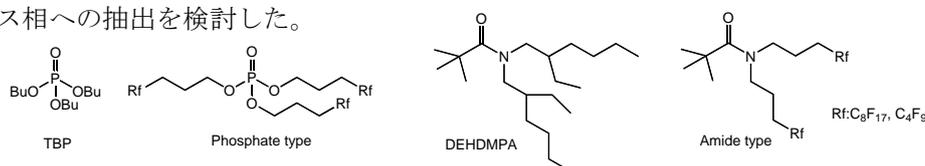


Fig.1.ホスフェート型フルオラス金属抽出剤、アミド型フルオラス金属抽出剤

2. 実験

ホスフェート型フルオラス金属抽出剤はオキシ塩化リンから合成し、アミド型フルオラス金属抽出剤は、ベンジルアミンからそれぞれ合成した。次に硝酸に溶解した硝酸ウランと FluorinertTMFC-72 に溶解した金属抽出剤でウラン抽出を行った。

3. 結果

意外にも C_8F_{17} -基を持つホスフェート型フルオラス金属抽出剤はウランを抽出できなかったが、 C_4F_9 -基を持つホスフェート型フルオラス金属抽出剤はウラン抽出能を示した。すなわち、ウランを抽出できるフルオラス金属抽出法の開発に成功した。さらに、抽出条件の検討、アミド型フルオラス金属抽出剤を用いるウラン抽出実験についても併せて報告する。

参考文献

[1] Y. Ban, S. Hotoku, Y. Tsubata, N. Tsutsui, and T. Matsumura, *Solvent Extr. Res. Dev., Jpn.*, **22**, 47-55 (2015).

*Koki Nakagawa¹, Noriko Asanuma², Toshiyuki Inazu^{3, 1}

(1.Course of Industrial Chemistry, Graduate School of Engineering, Tokai University, 2.Department of Nuclear Engineering, School of Engineering, Tokai University, 3.Department of Applied Chemistry, School of Engineering, Tokai University)

MOX 粉末からのプルトニウム回収技術の開発

Development of the plutonium recovery technique from MOX powder

*谷川 聖史¹, 加藤 良幸¹, 磯前 日出海¹, 小松崎 舞², 吉野 正則²

¹日本原子力研究開発機構, ²検査開発(株)

MOX 粉末からの Pu 回収技術として、炭化珪素と MOX 粉末中の PuO₂ を 1:1 で混合し、1300℃で加熱した試料を室温硝酸に溶解させることで約 72%の Pu が溶解できた。さらに溶け残った試料に新たに炭化珪素を添加・加熱することで合計約 95%の Pu が溶解し回収できた。また、U も Pu と共に回収できた。

キーワード：プルトニウム，回収技術，炭化珪素，MOX 粉末

1. 緒言

工程で発生する規格外製品(スクラップ粉末)の再利用を図るために、MOX 粉末中の難溶解性である Pu を溶解し回収する研究を行っている。これまでに我々は、MOX 粉末と SiC を 1300℃で加熱処理することで、プルトニウム珪酸塩が生成され、常温硝酸に約 70%の Pu が溶解することを報告している¹⁾。しかし、更なる Pu 溶解性の向上を目的とし、残渣試料に対し新たに SiC を添加・加熱を行い、Pu の溶解率を調査した。

2. 試験方法

図 1 に試験フロー、表 1 に試験条件を示す。試験として残渣試料からの Pu 溶解率を確認するために、SiC と残渣試料中に含まれる Pu 量を、SiC:PuO₂=1:1 となる mol 比で混合した。その後、加熱温度を 1300℃、保持時間を 1h とし、不活性雰囲気(N₂ガス)で加熱した。硝酸への溶解として試料を室温で 7mol/L の硝酸に 24 時間攪拌させ溶解後、ろ過処理を実施した。

なお残渣試料は、SiC と MOX(Pu:U=1:1)粉末を表 1 に示す同じ条件で混合・加熱・溶解・ろ過処理を実施し、回収した。

物性測定として溶解前後の試料に対し、SEM 観察、X 線回折測定等を行った。ろ液は蛍光 X 線分析により Pu 濃度を測定した。測定した Pu 濃度から硝酸へ溶解した Pu 量を求め、Pu 溶解率を算出した。

3. 結果・考察

表 2 に MOX 粉末及び残渣試料中からの硝酸に対する Pu 溶解率を示す。Pu 溶解率は MOX 粉末中からは約 72%であり、残渣試料中からは約 85%であった。そのため、合計約 95%の Pu が溶解できた。図 2 に残渣試料を用いた試験時の X 線回折測定結果を示す。溶解前後を比較すると、新たに生成した Pu 珪酸塩と考えられるピーク強度が減少し、PuO₂ と UO₂ の強度ピークも減少しており、硝酸中に溶解したものと考えられる。以上より、残渣試料に SiC を混合・加熱することで残渣試料中の Pu も硝酸に溶解され、MOX 粉末からの Pu 溶解率が合計約 95%に向上することが分かった。残渣試料中から Pu が溶解できた理由として、加熱により硝酸に溶解しやすい Pu 珪酸塩が生成したこと、及び Pu 珪酸塩が溶解したことにより PuO₂ の比表面積が増加したことにより硝酸との接触面積が増加したことによるものと推察する。

参考文献

[1]谷川,他,「MOX 粉末中の Pu 溶解性向上試験」,2014 年秋の大会 D25

*Masafumi Tanigawa¹, Yoshiyuki Kato¹, Hidemi Isomae¹, Mai Komatsuzaki², Masanori Yoshino²

¹JAEA, ²IDC Ltd.

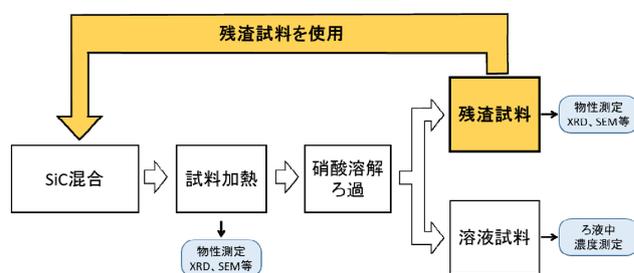


図1 試験フロー

表1 試験条件

混合条件	SiC:PuO ₂ =1:1 (mol比) =1:6.7(重量比)
加熱条件	1300℃
	1hr
	N ₂ ガスフロー
溶解条件 (硝酸)	50mL
	酸濃度:7mol/L
	20℃, 24hr

表2 試験におけるPu溶解率

試験回数	MOX粉末 N:3	残渣試料 N:1	合計
Pu溶解率 (%)	69	85	95
	75		96
	72		96
平均値	72	85	95

$$\text{Pu溶解率(\%)} = \frac{\text{ろ液中に溶解したPu量(g)}}{\text{加熱試料中のPu量(g)}} \times 100$$

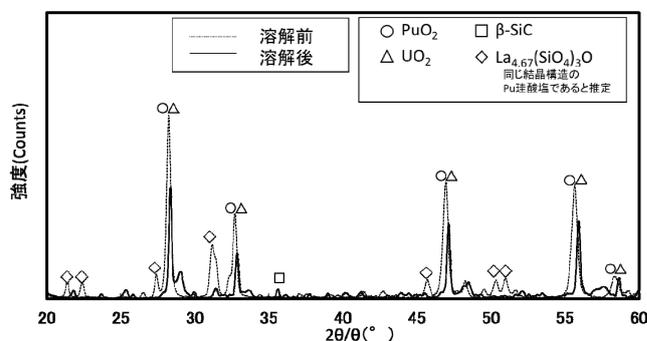


図2 残渣試料におけるX線回折測定結果

ウラン選択性沈殿剤を用いたトリウム燃料簡易再処理基盤研究

(2) 架橋ピロリドン誘導体の性能評価

Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant

(2) Evaluation of Double-Headed NRPs as Precipitant for U(VI)

*風間 裕行, 池田 泰久, 鷹尾 康一郎

東工大 先導原研

2-ピロリドン誘導体(NRP)は、U(VI)に選択的な沈殿能を示すため使用済みトリウム燃料簡易再処理技術等への応用が期待される。本研究では不溶性一次元鎖ポリマー錯体の形成により U(VI)沈殿効率の向上が期待される新規沈殿剤として架橋部位を挟んで2個のピロリドン環を有する架橋 NRP を開発し、それらの性能評価を行った。

キーワード: 再処理, ウラン, トリウム, 沈殿

1. 緒言 トリウム燃料は次世代原子力システムにおける重要な選択肢の一つである。一方、使用済みトリウム燃料の再処理には依然として課題が残されており、技術革新が必要である。これまでに我々は 2-ピロリドン誘導体(NRP)等 U(VI)選択性沈殿剤を用いた簡易再処理法の検討を進めてきた。特に近年、高効率かつ高選択性が期待される新規 U(VI)沈殿剤として、架橋 NRP を開発した。本研究では、架橋 NRP の性能評価として、使用済みトリウム燃料溶解液を想定した条件(硝酸系, 硝酸 + F⁻系, 硝酸 + F⁻ + Al³⁺系)における U(VI)沈殿試験および Th(IV)の模擬として U(IV)沈殿試験を行った。

2. 実験 0.25 M の UO₂²⁺を含む 3 M 硝酸水溶液に図 1 の各架橋 NRP をモル比 1:1 となるように加え、U(VI)沈殿試験を行った。同様の沈殿試験を 0.07 M F⁻を加えた系並びに 0.07 M F⁻及び 0.15 M Al³⁺を加えた系で各々実施した。上澄み液に含まれる U 濃度を ICP-AES を用いて定量した。U(IV)については初期濃度を 0.075 M として同様の条件で沈殿試験を行った。

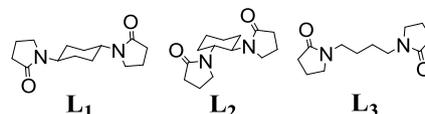


図 1. 架橋 NRP の分子構造.

3. 結果と考察 沈殿試験の結果を表 1 に示す。U(VI)沈殿試験において、F⁻ 及び Al³⁺の共存は、沈殿率に大きな影響を与えないことが判明した。U(IV)沈殿試験において、L₃は沈殿能を示さない一方で、L₁及び L₂は結晶性 H₂[U(NO₃)₆]・2NRP 沈殿を生成した。これら結果から、L₃の使用により Th(IV)/U(VI)の相互分離が可能であると予想される。また、L₁及び L₂は、Th(IV)に対する新規沈殿剤となり得ると考えられる。

表 1. 3 M 硝酸水溶液中における U 沈殿率/%

沈殿条件	L ₁	L ₂	L ₃
U(VI)	93.4	91.1	91.8
U(VI) + F ⁻	88.1	90.9	93.2
U(VI) + F ⁻ + Al ³⁺	93.2	94.4	95.3
U(IV)	40.0	45.4	0.1

※本研究は文科省の英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業による委託業務として東工大が実施した「ウラン選択性沈殿剤を用いたトリウム燃料簡易再処理技術基盤研究」の成果です。

*Hiroyuki Kazama, Yasuhisa Ikeda and Koichiro Takao

LANE, TokyoTech

[3113-16] Safety improvement in reprocessing facilities

Chair: Shunji Honma (Saitama Univ.)

Wed. Mar 29, 2017 3:30 PM - 4:30 PM Room I (16-304 Building No.16)

[3113] Solidification and Stabilization for Pu nitrate solution at TRP

*NAOKI TAKAHASHI¹, YOSHINOBU NAKAMURA¹, TOMOYUKI OHBU¹, HIROTAKE SAMOTO¹,
TOSHIHIRO NAMATAME¹, TAKAHIRO HOSHI¹, KAZUAKI KURABAYASHI¹, YASUNOBU MUKAI¹,
YUICHI KIMURA¹, TSUTOMU KURITA¹ (1. JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY)

3:30 PM - 3:45 PM

[3114] Solidification and Stabilization for Pu nitrate solution at TRP

*shunichi sasaki¹, masanori miyamoto¹, hidetomo shirouzu¹, minoru morita¹, sakae fujisaku¹,
yuichi kimura¹, satoshi kataoka¹, katsunori seya², tsutomu kurita¹ (1. Japan Atomic Energy
Agency, 2. E&E Techno Service)

3:45 PM - 4:00 PM

[3115] Solidification and Stabilization for Pu nitrate solution at TRP

*Kazuaki Nishimura¹, Hideki Tanaka¹, Daisuke Kobayashi¹, Shohei Suzuki¹, Shinji Numata¹, Hideo
Nakamichi¹, Tsutomu Kurita¹, Masayoshi Iida², Kazuma Tajiri², Katsumi Sukegawa² (1. JAEA, 2.
E&E)

4:00 PM - 4:15 PM

[3116] Solidification and Stabilization for Pu nitrate solution at TRP

*SHINJI NUMATA¹, HIDEMI ISOMAE¹, MASAMI OHMURA¹, KOICHI TSUTAGI¹, DAISUKE
KOBAYASHI¹, DAISHI NAKAMURA¹, MASAHIRO NEMOTO¹, MASAYOSHI IIDA², KAZUMA TAJIRI²,
TSUTOMU KURITA¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. E&E Techno Service)

4:15 PM - 4:30 PM

東海再処理施設における硝酸プルトニウム溶液の固化安定化処理

(1) 東日本大震災における健全性確認と緊急安全対策

Solidification and Stabilization for Pu nitrate solution at TRP

(1) Confirmations for equipment and facilities soundness after The Great East Japan Earthquake, and Emergency Safety Measures

*高橋 直樹¹, 中村 芳信¹, 大部 智行¹, 佐本 寛孝¹, 生田目 聡宏¹,
星 貴弘¹, 倉林 和啓¹, 向 泰宣¹, 木村 雄一¹, 栗田 勉¹
¹原子力機構

本報は、硝酸プルトニウム溶液の固化安定化処理に関する 4 報のシリーズ報告の最初の報告として、プルトニウム転換技術開発施設を中心とした、①東日本大震災における被害状況とその復旧、②設備の健全性に確認に向けた取り組み及び③震災後に実施した緊急安全対策の概要について報告する。

キーワード：東海再処理工場，Pu 転換施設，東日本大震災，緊急安全対策

1. 緒言

東日本大震災では、東海再処理工場（以下、「TRP」という）においては、建家等に大きな被害は発生しなかったものの、その周辺設備等には被害が発生した。本報では、①その被害状況と復旧に向けた取り組み、②地震による設備機器等の健全性確認の概要・結果、③プルトニウム転換技術開発施設（以下、「Pu 転換施設」という）等に係る緊急安全対策の実施概要について以下にその概要を示す。

2. TRP における被害状況とその復旧

東日本大震災では、TRP が設置されている東海村では最大震度 6 弱の揺れを観測している。被害としては、建物周辺の地盤沈下に伴う屋外硝酸タンクの傾斜及び上水、工業用水配管等の破断等といった屋外周辺設備による被害、管理区域内窓ガラスの割れやひび割れ等が確認されたが、非常用発電機からの給電により放射性物質の閉じ込めや冷却等の安全機能は維持することができた。

3. 健全性確認の概要及び結果

東日本大震災時に記録された地震力を評価したところ、設計時の地震力を上回っていたことから、点検・評価計画書を作成し、建物及び構築物並びに設備機器について、損傷の有無及びその程度について詳細な点検を実施するとともに健全性の総合評価を実施した。その結果、建物及び構築物については、構造上問題となるような異常は認められなかった。また、設備機器を点検した結果、S クラス相当の設備機器に異常はなかった。

4. 緊急安全対策の実施概要

福島第一原子力発電所における事故を踏まえ、①全交流電源喪失時における冷却機能及び水素掃気機能の確保、②全交流電源喪失に備えた緊急用電源の確保、非常用発電機及び緊急用電源の燃料確保（図 1 参照）、③高台からの電源供給システムの確保、建屋の浸水防止扉等の設置等、④事故対応機器の配備及び事故対応に必要な体制の整備、訓練の実施からなる緊急安全対策を実施した。

また、施設が設計上の想定を超えるような事象進展において、どの程度まで耐えることができるか（安全裕度）を評価することを目的としたストレステストを実施した。その結果、緊急安全対策等により安全裕度が高まったことを確認した。



図 1 緊急用電源の確保（電源車）

5. 結言

全電源喪失時におけるリスク（硝酸プルトニウム溶液の水素爆発及び沸騰）低減を目的とした固化安定化運転に向けた Pu 転換施設における取り組み（津波・地震に対する安全対策の実施状況、処理実績、高経年化に伴う不具合事象等）についてシリーズ報告を行う。

*Naoki Takahashi¹, Yoshinobu Nakamura¹, Tomoyuki Ohbu¹, Hiroataka Samoto¹, Toshihiro Namatame¹, Takahiro Hoshi¹, Kazuaki Kurabayashi¹, Yasunobu Mukai¹, Yuichi Kimura¹ and Tsutomu Kurita¹

¹Japan Atomic Energy Agency

東海再処理施設における硝酸プルトニウム溶液の固化安定化処理 (2) 津波・地震に対する安全性の向上

Stabilizing and solidifications for Pu nitrate solution at TRP.

(2) Safety Improvement for Tsunami and Earthquake

*佐々木 俊一¹、宮本 正紀¹、白水 秀知¹、森田 稔¹、藤咲 栄¹、栗田 勉¹

木村 雄一¹、片岡 論¹、瀬谷 勝則²

¹原子力機構 ²E & Eテクノサービス

硝酸 Pu 溶液の固化安定化を目的とした運転を実施するため、Pu 転換施設（以下「PCDF」という）の津波及び地震に対する安全性向上を図るために実施した内容について報告する。

キーワード：津波，地震，耐震，浸水防止扉，Pu 転換施設

1. 概要

東日本大震災で PCDF での津波被害はなく、地震による PCDF 内の機器に損傷はなかった。固化安定化処理をより安全に実施するため、津波及び地震に対し安全性向上を図った。津波対策では PCDF 建家へ浸水防止扉等を設置した。地震対策では PCDF の固化安定化処理に使用するグローブボックス（以下「GB」という）と圧空・換気設備の電気盤の耐震性向上を図った。

2. 津波対策

津波高さ 14.4m を想定し、建家の開口部へ浸水防止対策を実施した。

扉等の強度は、津波高さの静水圧の 3 倍の耐圧力を有するものとした（図 1）。

- ①扉（シャッター）：前室を設けた浸水防止扉を設置。
- ②給排気ダクト：津波による浸水を防ぐため、高さを延長した。
- ③マシンハッチ：浸水を防ぐため、閉止板を設置。

これら浸水防止扉等を 7 箇所設置したことで、津波による PCDF 内への浸水防止を図ることができた。

3. 耐震性向上対策

震災で機器の損傷はなかったが、更なる耐震裕度を確保するため、固化安定化処理に使用する GB と圧空・換気設備の電気盤の耐震性向上を図った。ここでは GB の耐震性向上対策について示す。

PCDF の GB は幅 1m、高さ約 3~4m、長さ約 1~5m あり、パネル面は鉛遮へいを施している。対策実施にあたっては解析プログラム FINAS による耐震解析を行い、補強を施す場所を検討した。その結果、天井サポート及び外周部に揺れ止めを追加したモデルについて、耐震性の向上を確認した（表 1）。施工は既設構造物の改造を伴わない方法で行った（図 2）。

- ①GB 本体は高さが高く、本体の揺れをおさえるため、天井サポート部に揺れ止めを追加した。
- ②遮へいパネルは重量物であり、パネル面の変形が大きいため、外周部に揺れ止めを設置した。

これらの対策を施したことで、GB の耐震性向上を図ることができた。

4. 再処理施設の現状

- 1) PCDF は、津波、地震対策を実施後、固化安定化運転を行い、硝酸 Pu 溶液を計画通りに処理した。
- 2) その他の施設の津波対策は、高放射性廃液貯蔵場（HAW）では PCDF と同様に先行して浸水防止対策を実施。また、ガラス固化技術開発施設（TVF）、分離精製工場（MP）についても、浸水防止扉等を設置した。

*Shunichi Sasaki¹, masanori Miyamoto¹, Hidetomo Sirouzu¹, Minoru Morita¹, Sakae Fujisaku¹, Tsutomu Kurita¹, Yuuichi Kimura¹, Satoshi Kataoka¹, Katsunori Seya²

¹Japan Atomic Energy Agency ²E&E Techno Service



図 1 浸水防止扉等の設置

表 1 GB 耐震評価結果 例(1000gal相当)

		本体(パネル)		
		発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	応力比
GB	既設	173	246	0.71
	施工後	132	246	0.54

FINAS 解析結果



図 2 GB の耐震対策

東海再処理施設における硝酸プルトニウム溶液の固化安定化処理 (3) 固化安定化運転準備と運転実績

Stabilizing and solidifications for Pu nitrate solution at TRP.

(3) Preparation for the operation of solidification and stabilization for Pu nitrate solution and the operation result

*西村 和明¹, 田中 秀樹¹, 小林 大輔¹, 鈴木 翔平¹, 沼田 伸二¹, 中道 英男¹
栗田 勉¹, 飯田 正義², 田尻 一馬², 助川 克美²
¹原子力機構, ²E & Eテクノサービス

全電源喪失時における硝酸Pu溶液（以下「Pu溶液」という）の水素爆発及び沸騰によるPu溶液の潜在的ハザードを低減するために、Pu溶液をMOX粉末に転換する固化安定化処理を実施し、全電源喪失時における水素爆発及び沸騰に対するリスクを解消したことについて報告する。

キーワード：転換，固化安定化処理，Pu転換施設

1. 緒言

Pu転換施設（以下「PCDF」という）における固化安定化処理として、保有しているPu溶液（約640kgPu）を平成26年4月から5回のキャンペーンを実施して、平成28年8月に全ての溶液をMOX粉末に転換した。固化安定化処理準備及び実績について以下に示す。

2. 固化安定化処理準備

固化安定化処理を実施するための準備として、全電源喪失時における冷却機能及び水素掃気機能の確保等の緊急安全対策、東日本大震災の経験から、グローブボックスの耐震性向上や津波の対策として浸水防止扉の設置を実施した。また、7年ぶりの運転ということもあり、各工程に運転経験者を半数以上配置し、工程機器の作動確認、工程毎の操作訓練及び全電源喪失時における対応訓練を実施した。また、各キャンペーン間の工程停止期間には、気送ブロー等の回転機器や搬送設備の保守を行い、設備の健全性維持に努めて運転に備えた。

3. 固化安定化処理

固化安定化処理は、分離精製工場保有の硝酸Pu溶液（約564kgPu）とPCDF保有の硝酸Pu溶液（約78kgPu）、合わせて約640kgPuの硝酸Pu溶液をMOX粉末に転換する運転を実施した。MOX粉末は、貯蔵容器に収納して粉末貯蔵庫に保管し、運転の状況により、随時、プルトニウム燃料施設への払出を実施している（図1参照）。

PCDFの年間運転可能日数は、定期検査や実在庫検認（PIV）のための工程停止が必要なことから約150日程度となるが、実際の運転日数は、保守点検を考慮した約100日を運転日として固化安定化処理を実施した。

4. 結言

真空配管更新工事による数ヶ月の工程停止があったが、当初保有していた約640kgPuを図2に示す通り全量処理し、予定通り運転を終了することが出来た。これは、作業員の日々の監視により軽微な不具合の予防保全処置が実施できたこと及び、PCDFの運転は、バッチ処理運転であり、一部の設備停止が全体の停止に至る前に処置できたためである。

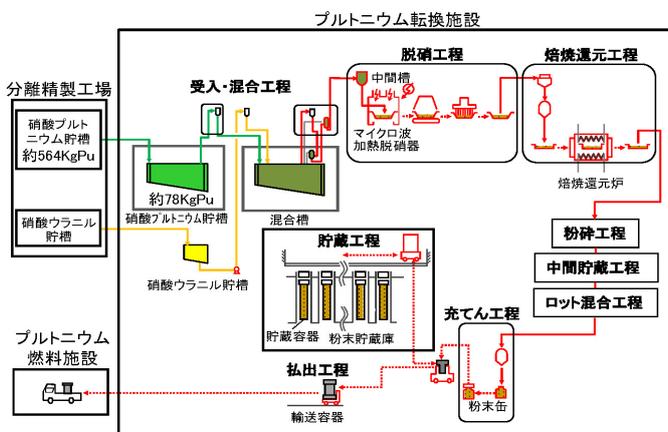


図1 工程概要

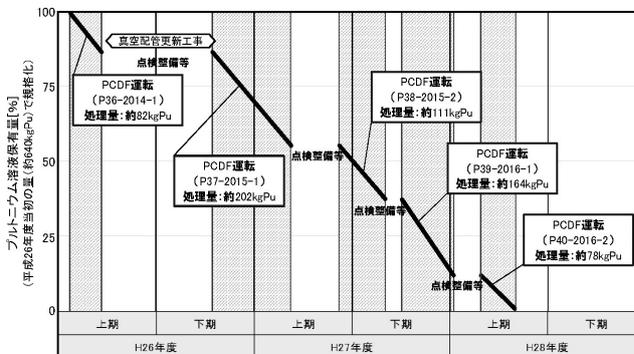


図2 プルトニウム溶液処理実績

*Kazuaki Nishimura¹, Hideki Tanaka¹, Daisuke Kobayashi¹, Shohei Suzuki¹, Shinji Numata¹, Hideo Nakamichi¹, Tsutomu Kurita¹, Masayoshi Iida², Kazuma Tajiri² and Katsumi Sukegawa²

¹Japan Atomic Energy Agency ²E&E Techno Service

東海再処理施設における硝酸プルトニウム溶液の固化安定化処理 (4) Pu 転換施設における設備不具合対応

Solidification and Stabilization for Pu nitrate solution at TRP

(4) Respond to equipment problems at PCDF

*沼田 伸二¹、磯前 日出海¹、大村 政美¹、蔦木 浩一¹、小林 大輔¹

中村 大司¹、根本 政博¹、飯田 正義²、田尻 一馬²、栗田 勉¹

¹原子力機構 ²E & Eテクノサービス

硝酸プルトニウム溶液（以下、「Pu 溶液」という）の固化安定化処理の対応期間中、Pu 転換施設の焙焼還元炉の伸縮継手及び溶液移送用の真空配管において発生した、不具合事象の対応について報告する。

キーワード：固化安定化処理、Pu 転換施設、伸縮継手、真空配管

1. 概要

固化安定化処理に向けた準備作業を進めていた平成 25 年 7 月に焙焼還元炉とグローブボックス（以下、「GB」という）を接続している伸縮継手に腐食事象が確認された。腐食が見られた伸縮継手の更新を実施し、更新が終了した平成 26 年 4 月に固化安定化処理を開始した。また、運転停止期間中の平成 26 年 7 月には溶液移送用真空配管に腐食事象が確認されたことから、真空配管の更新を行い、使用前検査合格をもって運転を再開した。いずれの事象も、設備の高経年化に起因する事象であったことから、設備の高経年化を考慮した点検を強化し、施設の維持管理の向上に努めることとした。

2. 不具合事象の対応

(1) 伸縮継手の腐食

焙焼還元炉と GB を接続している伸縮継手に貫通腐食が発生した（図 1 参照）。原因は、焙焼還元炉端部の冷却によって結露水が発生し、伸縮継手内へ滞留したことで GB 内の脱硝粉末(MOX) と接触し、硝酸腐食環境になったものと推定した。腐食防止対策は、焙焼還元炉の停止時には伸縮継手部に空気を流し、乾燥状態にするとともに、定期的に焙焼還元炉出入口付近の粉末回収を実施するよう管理方法を変更した。

また、新たな伸縮継手の材質は、耐食性を向上させるため、SUS304 から SUS304L に変更した。

(2) 真空配管の腐食

Pu 溶液の移送及びサンプリングに使用する真空配管（15A）の継手に微小な貫通腐食が発生した（図 2 参照）。腐食箇所の詳細な調査を実施した結果、腐食に伴う貫通欠陥（粒界腐食）が確認された。原因は、当該配管の使用環境等から Pu 溶液の移送またはサンプリング時には、同伴される Pu 溶液のミストにより湿潤状態となるが、未使用時には乾燥状態となる環境であり、この湿潤・乾燥を繰り返す過程において酸濃度が高くなり腐食に至ったと推定した。

腐食が見られた継手を含む配管を切り出し、その内面を観察した結果、腐食は継手部分にのみ確認されており、これまでの使用期間（約 30 年）に対して、更新後に当該配管を使用する期間は短いことから、同一材料で耐食性に問題がないと判断し、水平配管部を既設の真空配管と同一構造、同一材料の配管に更新した。

3. 高経年化による腐食事象の対応

これまで腐食環境が厳しいと考えてこなかった系統においても腐食故障が発生していることを踏まえ、真空配管に腐食が見られた以降は、主要な系統以外の箇所についても適切に点検・検査を実施する必要があると判断し、高経年化を考慮した点検方法の改善を再処理施設全体で継続的に取り組むようにした。

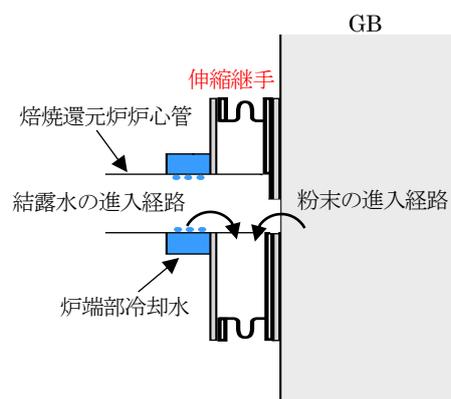


図 1 伸縮継手の腐食原因概要

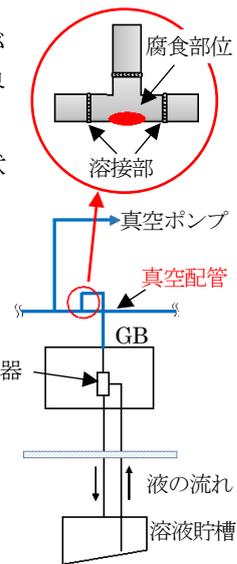


図 2 真空配管系統概要

*Shinji Numata¹、Hidemi Isomae¹、Masami Ohmura¹、Koichi Tsutagi¹、Daisuke Kobayashi¹、Daishi Nakamura¹、Masahiro Nemoto¹、Masayoshi Iida²、Kazuma Tajiri²、Tsutomu Kurita¹

¹Japan Atomic Energy Agency ²E&E Techno Service

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

[3J01-04] Irradiation Effect

Chair: Naoyuki Hashimoto (Hokkaido Univ.)

Wed. Mar 29, 2017 9:30 AM - 10:35 AM Room J (16-305 Building No.16)

[3J01] Nucleation and Growth of Defect Clusters during In-situ Irradiation of Stainless Steels with Considerations of Surface Effects

*Dongyue Chen¹, Kenta Murakami², Naoto Sekimura¹ (1. The University of Tokyo, Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, 2. The University of Tokyo, Nuclear Professional School, School of Engineering)

9:30 AM - 9:45 AM

[3J02] Solute cluster formation of ion-irradiated Fe-Mn-(Ni, Si) alloys

*Katsuhiko Fujii¹, Koji Fukuya¹ (1. Institute of Nuclear Safety System)

9:45 AM - 10:00 AM

[3J03] Microstructure and hardening of ion-irradiated heat-affected zone of reactor pressure vessel steel

*Yoosung Ha¹, Hisashi Takamizawa¹, Jinya Katsuyama¹, Yutaka Nishiyama¹, Kenta Yoshida², Takeshi Toyama², Yasuyoshi Nagai² (1. JAEA, 2. Tohoku Univ.)

10:00 AM - 10:15 AM

[3J04] Discussion on Irradiation Resistance of Composition-Adjusted Austenitic Stainless Steels with High Cr Concentration for Reactor Pressure Vessel Internals

*Yun Wang¹ (1. Hitachi Ltd.)

10:15 AM - 10:30 AM

Nucleation and Growth of Defect Clusters during In-situ Irradiation of Stainless Steels with Considerations of Surface Effects

*Dongyue CHEN¹, Kenta MURAKAMI² and Naoto SEKIMURA¹

¹ The University of Tokyo, Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering

² The University of Tokyo, Nuclear Professional School, School of Engineering

In-situ transmission electron microscopy (TEM) is a powerful tool to analyze defect nucleation and growth during irradiation; however the surface effects cannot be neglected. In this work, in-situ irradiation is performed on stainless steels with different Si content, and the influences of surface on observation results are discussed with stereo imaging technique.

Keywords: in-situ, TEM, irradiation, surface effects, stainless steel.

1. Introduction

To predict component ageing in reactors, the evolution process of irradiation-induced defects needs to be quantitatively clarified. However, since defect production and evolution could be rapid, especially in low dose regime (e.g. dose < 0.5dpa), in-situ analysis technique is necessary. Despite of its advantages, in-situ TEM analysis has its limitations in using thin foil samples for irradiation [1]. The existence of surface may sufficiently alter the microstructure observed, and may influence the conclusions drawn from the analysis. In this preliminary work, Si effects on defect production in stainless steels is studied by in-situ TEM, and the influences of surface on the results are discussed with stereo imaging technique.

2. In-situ TEM analysis

The HIT facility of The University of Tokyo was utilized for in-situ irradiation [2]. The beam profile of 2MeV Fe ion beam was tested by a Faraday cup at TEM specimen position. Low Si (<0.001wt.% Si) and high Si (0.95wt.% Si) type of 316L stainless steel model alloys were used, and thin foil TEM specimens were prepared by focused ion beam followed by electro-chemical polishing.

3. Results and discussions

In in-situ irradiation at 400°C, the observed number density and average size of defect clusters in high-Si sample is much lower than those in low-Si sample. Meanwhile, the depth distribution of black dots and loops was analyzed by stereo imaging technique. The surface denuded zone was found to be approximately ~20nm in the low-Si sample, as shown in Fig.1. However in the high-Si sample, the thickness of the denuded zone would be much larger. Therefore, the addition of Si had resulted in a thicker denuded zone, which is one of the major contributors to the low number density of defect clusters observed in the high-Si sample.

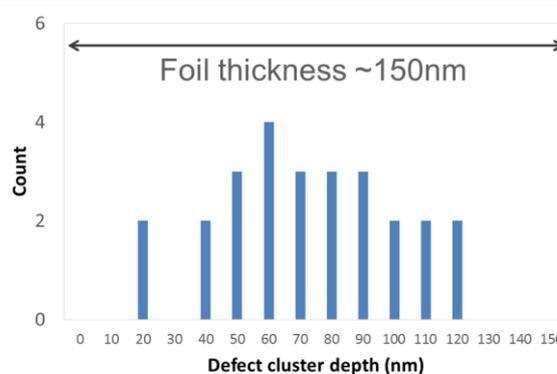


Fig.1 Depth distribution of defect clusters by stereo-imaging (Low Si, 400°C, 0.2dpa)

References

- [1] S. Ishino, N. Sekimura, K. Murakami and H. Abe, J Nucl Mater, 471 (2016), 167-174.
- [2] K. Murakami, T. Iwai, H. Abe and N. Sekimura, Nucl Instrum Meth B, 381 (2016), 67-71.

Fe-Mn-(Ni, Si)合金の照射ミクロ組織変化

Solute cluster formation of ion-irradiated Fe-Mn-(Ni, Si) alloys

*藤井 克彦, 福谷 耕司

原子力安全システム研究所

Fe-1.5Mn 合金をベースに Ni, Si を添加したモデル合金を Fe イオン照射して照射硬化を調べるとともに、アトムプローブ測定により溶質原子クラスタの形成を調べた。Ni 添加は硬化を促進し Si 添加は抑制する傾向があり、溶質原子クラスタ形成への影響と一致した。

キーワード：原子炉容器鋼, 照射脆化, アトムプローブトモグラフィ, 溶質原子クラスタ

1. 緒言

低合金鋼の照射脆化因子として溶質原子クラスタやマトリックス損傷の形成が考えられており、照射脆化機構の解明にはミクロ組織を把握してそれらの硬化への寄与度を明らかにすることが重要である。しかし、形成するクラスタに対する材料組成や照射条件の影響は必ずしも明らかでなく、クラスタを構成する個別元素の役割もよく分かっていない。Fe-Mn 合金において顕著な照射硬化が確認されるなど Mn の効果は重要であると考えられるが、日本国内の軽水炉プラントで使用されている原子炉圧力容器鋼の Mn 含有量はほぼ 1.5wt% でプラント毎も違いは小さい。Cu を高濃度含む材料については Ni 濃度が高いほど Cu リッチクラスタのサイズは小さくなるのに対して数密度は高くなり体積率も増加することが Ni 影響として知られている。しかし、Cu をほとんど含まない材料で形成する Mn-Ni-Si クラスタに対する Ni や Si の影響については必ずしも明確ではない。そこで本研究では、Fe-1.5Mn 合金をベースに Ni, Si を添加したモデル合金を Fe イオン照射して照射硬化とミクロ組織変化を調べ、Ni, Si の影響を検討した。

2. 方法

Fe-1.5Mn 合金に Ni を 0, 0.5, 1.0, 2.0wt%, Si を 0, 0.25, 0.5, 1.0wt% 個別に添加した 7 種類のモデル合金と、Ni と Si を複合添加した合金 (Fe-1.5Mn-0.5Ni-0.25Si, Fe-1.5Mn-0.5Ni-0.25Si-0.05Cu) を、東京大学重照射研究設備 (HIT) で 3 MeV Fe²⁺ イオンを 290°C で照射した。はじき出しエネルギー $E_d = 40$ eV とした場合の 300 nm 深さにおける損傷速度は 1×10^{-4} dpa/s であり、損傷量は最大 1 dpa である。次に、押込み深さを 150 nm に制御したナノインデンテーションで損傷領域の硬さを測定した。また、300 nm 深さをアトムプローブ (APT) 測定用の試料に集束イオンビーム (FIB) で加工して APT 測定を行い、溶質原子クラスタの形成を評価した。

3. 結論

照射後すべての合金で硬化した。Ni 添加の影響に関しては、1.0wt% まではわずかに増加したが、2.0wt% では逆に減少する傾向を示した。また、Si 添加の影響に関しては、Si 濃度の増加に伴い減少する傾向が認められた。また、Ni と Si が添加された場合には硬化量が小さくなる複合効果が認められ、0.05wt% の Cu の添加は硬化を促進する傾向が認められた。APT 測定の結果、Fe-1.5Mn 合金では Mn クラスタが形成し、Ni を含む合金では Mn-Ni クラスタが形成していることが確認された。Ni 濃度が高いほどクラスタのサイズは小さくなるのに対して、数密度は高くなる傾向が認められた。Mn-Ni クラスタにおいても Cu リッチクラスタと同様な Ni 影響が示唆された。また、Fe-1.5Mn 合金と Fe-1.5Mn-1.0Si 合金で比較すると、Mn クラスタについては Si を含まない方がより明確な形成が確認された。これは Si の添加が Mn クラスタの形成を抑制する影響があることを示唆する。Fe-Mn 合金系における溶質原子クラスタ形成への Ni と Si の影響と硬さの変化への影響が相関することが確認された。

*Katsuhiko Fujii and Koji Fukuya
Institute of Nuclear Safety System, Inc.

イオン照射による原子炉圧力容器鋼溶接熱影響部の硬化と微細組織

Microstructure and hardening of ion-irradiated heat-affected zone of reactor pressure vessel steel

*河 侑成¹, 高見澤 悠¹, 勝山 仁哉¹, 西山 裕孝¹, 吉田 健太², 外山 健², 永井 康介²

¹原子力機構, ²東北大金研

原子炉圧力容器 (RPV) 内面にあるクラッドにおける溶接熱影響部 (HAZ) の照射硬化と金属組織の関係を調べるため、Fe²⁺イオンを照射した HAZ と母材に対して照射硬化量測定及び組織観察を行った。

キーワード：原子炉圧力容器鋼、溶接熱影響部、金属組織、イオン照射、硬さ変化

1. 緒言

RPV 内面には冷却水による低合金鋼の腐食を抑制するため、ステンレス鋼が肉盛溶接施されている(以下、クラッド)。このクラッド下では溶接時の熱履歴により微細な組織変化が起こり、HAZ が生じる。照射脆化を対象とした、RPV の加圧熱衝撃事象に対する健全性評価においては[1]、クラッドの存在を考慮し、クラッド下に深さ 10 mm の半楕円き裂を想定する。想定き裂前縁には HAZ も含まれており、照射脆化感受性が母材と異なる可能性があることから、本研究では、イオン照射したクラッド下 HAZ と母材に対する照射硬化量測定及び組織観察を行い、照射硬化と金属組織の関係について検討した。

2. 実験

肉盛溶接された低合金鋼 (板厚 200 mm) のクラッド下約 10 mm の HAZ 及び低合金鋼表面から板厚 1/4 部の母材から試験片を採取した。HAZ 内の組織分布は、金相観察・SEM-EBSD 及び有限要素法(FEM)解析[2]により調べた。HAZ 及び母材に対して、2.8 MeV の Fe²⁺イオン照射を実施し、照射硬化を評価した。照射温度は 290°C、照射表面から深さ約 600 nm での損傷量が約 0.5 dpa となるようにした。透過型電子顕微鏡を用いた観察から析出物の分布と照射前後転位密度の変化について解析を行い、照射特性と微細組織の関係を調べた。

3. 結果

HAZ の組織は、溶接時の温度分布によって、光学顕微鏡観察及び EBSD 分析により、クラッド下から粗大粒領域と細粒領域に大別され、FEM 解析結果と対応していることを確認した。照射前後のナノインデンテーション硬さ測定により、HAZ においては母材より照射による硬化量が大きい傾向を示すことが分かった。細粒領域の場合、位置によって硬化量が異なり、細粒焼戻し域加熱熱影響部(SCFGHAZ)の硬化量が最も高い傾向であった。図 1 にイオン照射後 SCFGHAZ の STEM 明視野像を示す。SCFGHAZ 内の全領域において析出物が分布していることを確認し(図 1(a))、照射領域で転位ループが観察された(図 1(b))。結晶粒サイズや析出物分布の違いが照射硬化に影響を与えたと考えられる。析出物は照射または溶接時の熱履歴によるものと考えられ、生成原因を詳しく調べている。

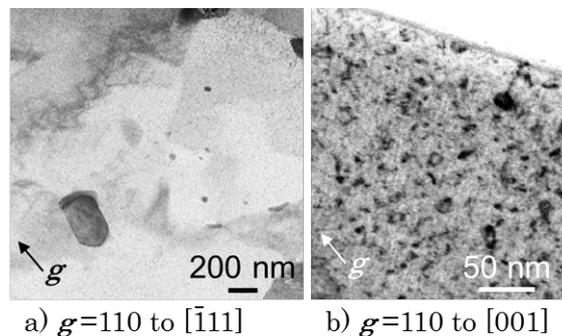


図 1 SCFGHAZ の照射領域

参考文献

- [1] 日本電気協会電気技術規程原子力編、「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」、JEAC4206-2016
 [2] J. Katsuyama et al. J. Pressure Vessel Technol. 135(5), (2013) PVT-12-1103

*Yoosung Ha¹, Hisashi Takamizawa¹, Jinya Katsuyama¹, Yutaka Nishiyama¹, Kenta Yoshida², Takeshi Toyama² and Yasuyoshi Nagai²
¹JAEA, ²Tohoku Univ.

炉内構造物向けの高 Cr オーステナイト系ステンレス鋼の耐照射特性

Discussion on Irradiation Resistance of Composition-Adjusted Austenitic Stainless Steels
with High Cr Concentration for Reactor Pressure Vessel Internals

*王 昀¹

¹ 日立製作所

高 Cr を含有したオーステナイト系ステンレス鋼の成分調整材に対して、 Fe^{2+} イオン照射試験を行い、ナノインデンテーションにより照射前後の硬さ変化を測定した。さらに、電気化学試験で成分調整による腐食特性を評価した。以上の結果から、対象材の耐照射特性を検討した。

キーワード: オーステナイト系ステンレス鋼, 照射硬化, イオン照射, 腐食特性

1. 緒言 原子力炉内構造物材の耐 IASCC 性を改善させることを目的に、安定化元素を添加した高 Cr オーステナイト系ステンレス鋼の開発を進めている。耐照射特性を検討するため、 Fe^{2+} イオン照射後の照射硬化および腐食特性を評価し、現行材の SUS316L と比較した。

2. 実験

2-1. 供試材 耐食性と耐照射性向上のため、高 Cr を含有する SUS310S を基材にそれぞれ 0.15%Nb, 0.2%Ta, 0.4%Ta を添加した成分調整材と、21%Ni-21%Cr-0.4%Ta の成分調整材、および SUS316L を基材に 0.4%Ta を添加した成分調整材を試作した。また、比較材として、現行材 SUS316L と市販の SUS310S を用意した。

2-2. イオン照射試験 電解研磨を施した試験片 ($\phi 3 \times 0.2\text{mm}^t$) において、タンデム型のタンデトロン加速器を用いて、0.1, 0.3, 1.0, 3.0dpa の数レベルの目標照射量で照射試験を実施した。照射温度は 300°C とした。

2-3. 超微小硬さ測定 同一試験片において、ナノインデンテーション法で照射前後の硬さを測定した。

2-4. 電気化学試験 照射後の試験片 (3.0dpa) において、電気化学的再活性化試験 (JIS G 0580) を実施して、腐食形態観察を行い、各供試材のイオン照射後の腐食特性を定量的に評価した。

3. 結果・考察

図 1 に照射後の硬さ増分 ΔHV を示す。添加元素 Ta と Nb はオーバーサイズ元素として、1dpa まで照射硬化の低減効果が示唆された。一方、高 Cr と高 Ni 化により、高い照射量では照射硬化が緩和される傾向が認められた。図 2 には電気化学試験後の表面観察を示す。

SUS316L では全面腐食が観察されたが、高 Cr 高 Ni 化、さらに Ta 添加により照射後の耐食性改善が確認された。

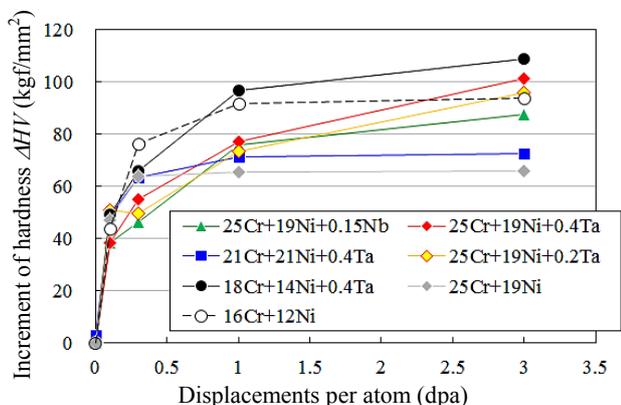


図 1 照射後の硬さ増分

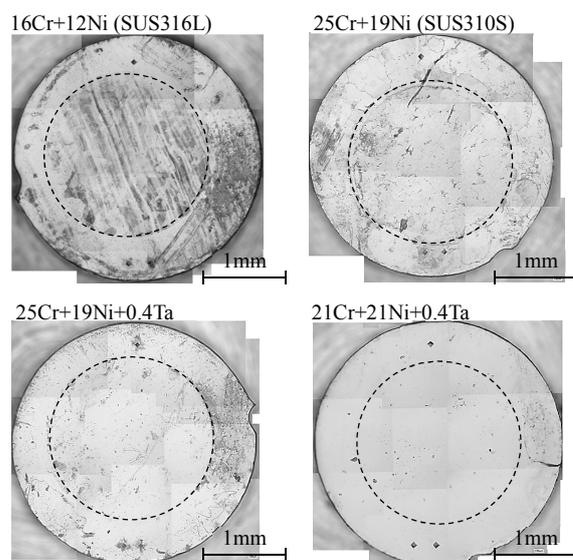


図 2 腐食試験後の表面観察 (照射領域は破線で表示)

*Yun Wang¹

¹Hitachi Ltd.

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

[3J05-09] Pressure Vessel Materials

Chair: Kan Sakamoto (NFD)

Wed. Mar 29, 2017 10:35 AM - 12:00 PM Room J (16-305 Building No.16)

[3J05] Consideration of an evaluation method of solution atom clusters in ferrite phase by EDS tomography

*Hitoshi Seto¹, Yuji Kitsunai¹, Tetsushi Yamaoka², Tetsuya Toyota³ (1. Nippon Nuclear Fuel Development (NFD), 2. Toshiba, 3. Hitachi GE)

10:35 AM - 10:50 AM

[3J06] On-the-fly kinetic Monte Carlo for a conservative climb of a cluster of self-interstitial atoms in BCC-Fe

*Sho Hayakawa¹, Taira Okita², Mitsuhiro Itakura³, Haixuan Xu⁴, Yuri N. Osetsky⁵ (1. School of Engineering, the University of Tokyo, 2. Research into Artifacts, Center for Engineering, the University of Tokyo, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. The University of Tennessee, Knoxville, 5. Oak Ridge National Laboratory)

10:50 AM - 11:05 AM

[3J07] A study of low-temperature irradiation embrittlement of carbon steel

*Terumitsu Miura¹, Katsuhiko Fujii¹, Koji Fukuya¹, Masahiro Kawakubo² (1. Institute of Nuclear Safety System, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

11:05 AM - 11:20 AM

[3J08] Performance of Oxygen Sensors with Solid Fe/Fe₃O₄ and Liquid Bi/Bi₂O₃ Reference Electrode in Liquid LBE

*Pribadi Mumpuni Adhi¹, Masatoshi Kondo², Minoru Takahashi² (1. Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology)

11:20 AM - 11:35 AM

[3J09] Effect of Hydrogen on the Material Property of Hafnium

*Yasuharu Kawahara¹, Thi Mai Dung Do¹, Masahide Suzuki¹, Akihiro Iwase², Ryutaro Kimura^{3,1} (1. Nagaoka University of Technology Nuclear System Safety Engineering, 2. Osaka Prefecture University, 3. Currently Japan Nuclear Fuel Limited)

11:35 AM - 11:50 AM

EDS トモグラフィを用いたフェライト相中の溶質原子クラスタ評価方法の検討

Consideration of an evaluation method of solution atom cluster in ferrite phase by EDS tomography.

*瀬戸 仁史¹, 橋内 裕寿¹, 山岡 鉄史², 豊田 哲也³

¹日本核燃料開発(株), ²(株)東芝, ³日立 GE ニュークリア・エナジー(株)

原子炉圧力容器鋼の照射脆化の要因とされる溶質原子クラスタの評価には3次元アトムプローブが用いられているが、より広範囲を分析可能な手法としてEDS トモグラフィに着目し、その適用性を検討した。

キーワード: 原子炉圧力容器、2相ステンレス鋼、照射脆化、溶質原子クラスタ、アトムプローブ、TEM、EDS トモグラフィ

1. 緒言

中性子照射を受けた原子炉圧力容器鋼において、微小な溶質原子クラスタの形成が照射脆化の主要因となることが知られている。これらのクラスタの評価には、3次元アトムプローブ(3DAP)が用いられているが、3DAPは1回の分析領域が比較的狭いことから、クラスタの形成状況によっては膨大な数の分析を行う必要が生じる可能性がある。また、試料を電界蒸発させ消費しながら分析するため、再分析が実施できない。一方、近年開発が進められてきたEDS トモグラフィは、3DAPと比較すると分解能は若干劣るものの、試料を消費することなく、かつ比較的広い範囲を分析可能である。

本研究では、溶質原子クラスタの評価におけるEDS トモグラフィの適用性を検討するため、3DAPとの比較試験を行った。

2. 試験方法および試験結果

中性子照射を受けた圧力容器鋼と同様にクラスタ形成を示すことが知られている2相ステンレス鋼熱時効材(材料:ASTM CF-8相当、時効熱処理:400°C×3000h)を供試材とした。供試材から、集束イオンビーム(FIB)試料加工装置によってフェライト相を含むようにEDS トモグラフィおよび3DAP分析用試料を採取・加工し、それぞれ分析を行った。EDS トモグラフィ分析には、日本電子製のTEM(JEM-2800)を用いた。3DAP分析には、CAMECA社製の3DAP(LEAP 3000X HR)を用いた。図1に溶質原子クラスタの評価結果を示す。EDS トモグラフィの分析体積は、3DAPの分析体積に比べて十分大きくなるよう設定した。EDS トモグラフィによって求めた数密度は3DAPによって求めた数密度と近い値を示しており、溶質原子クラスタの評価への適用性は十分に期待できると考えられる。また、前述の通りEDS トモグラフィは比較的広い領域を分析可能であり、評価対象材料のクラスタの数密度が小さく広範な領域の分析が必要となった場合には特に有効であると考えられる。

謝辞

EDS トモグラフィの実施にあたり、日本電子(株)の門井美純氏および青山佳敬博士に多大なご尽力を賜りました。厚く御礼申し上げます。

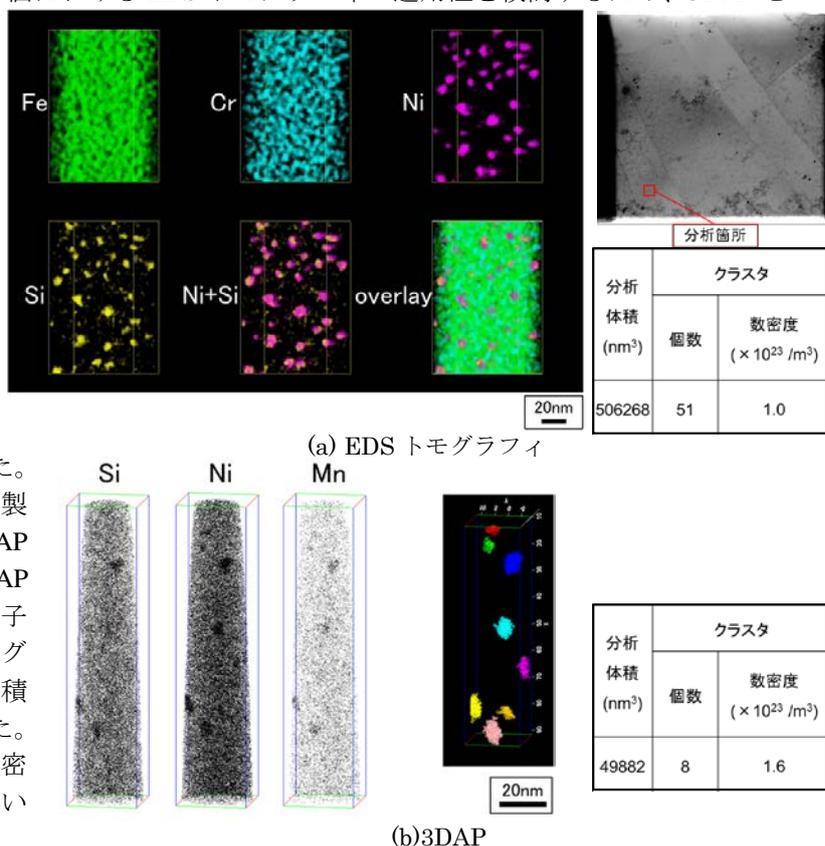


図1 溶質原子クラスタの評価結果

*Hitoshi Seto¹, Yuji Kitsunai¹, Tetsushi Yamaoka² and Tetsuya Toyota³

¹Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd., ²Toshiba Corp. and ³Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

On-the-fly モンテカルロ法を用いた BCC 鉄における 自己格子間原子集合体の保存的上昇運動に関する検討

On-the-fly kinetic Monte Carlo for a conservative climb of a cluster of self-interstitial atoms in BCC-Fe

*早川 頌¹, 沖田 泰良², 板倉 充洋³, Haixuan Xu⁴, Yuri N. Osetsky⁵

¹ 東京大学大学院工学系研究科, ² 東京大学人工物工学研究センター, ³ 日本原子力研究開発機構,

⁴The University of Tennessee, Knoxville, ⁵Oak Ridge National Laboratory

活性化過程探索法と機構論的モンテカルロ法の融合により、BCC-Fe における自己格子間原子集合体の保存的上昇運動のモデル構築を行なった。特にサイズの小さい自己格子間原子集合体に関しては、既往研究で開発されたモデルでは再現できない複雑な原子挙動を伴って保存的上昇運動が発生し得ることが明らかとなった。

キーワード：保存的上昇運動、On-the-fly モンテカルロ法、自己格子間原子集合体、照射損傷

1. 緒言

中性子照射下での特徴的な過程として可動な自己格子間原子(SIA: Self-interstitial atom)集合体の形成が挙げられるが、これら集合体の他の微細組織への吸収過程の際の運動機構として保存的上昇運動が存在する。当グループでは保存的上昇運動の予測モデル構築を従来行ってきたが[1]、事前予測による原子拡散パターンに基づいて SIA 集合体の挙動を記述しており、特に小さい SIA 集合体に見られるような複雑な集合体挙動が再現できていない可能性があることが課題であった。本研究では、BCC-Fe を対象とし、事前予測を必要としない活性化過程探索法と機構論的モンテカルロ法(KMC: Kinetic Monte Carlo)の融合による SIA 集合体の保存的上昇運動のモデル構築を図る。さらに構築したモデルを用いて、SIA 集合体同士の相互作用に起因する、SIA 集合体の吸収過程を再現する。

2. 計算方法

上記融合手法の遂行に際し、本研究では Self-evolving atomistic kinetic Monte Carlo (SEAKMC) [2]を用いた。SEAKMC においては KMC による時間進展と並行して原子拡散過程の探索を行うため、拡散パターンに関する事前の入力値を必要としない。なお計算効率を図るべく、SIA 集合体のすべり運動を除外するために活性化エネルギー 0.4 eV 以下のイベントは除外した。

3. 結果・考察

図 1 は拡散イベントが発生することにより SIA 集合体の形状が変化する様子を示すが、ある原子の拡散に誘起され複数の原子が連動して移動するような複雑な拡散現象が発生していることが分かる。さらにこの拡散イベントの活性化エネルギーは 0.5 eV 程度であり、このような複雑な過程を経る一方で比較的低い活性化エネルギーで発生するイベントが本計算では多数確認された。以上の知見より、

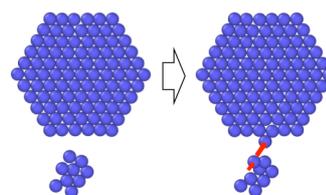


図 1 SIA 集合体形状変化の様子

特にサイズの小さい SIA 集合体において、単純な個々の原子の拡散パターンでは記述できない、複数の原子が連動して拡散するような現象が保存的上昇運動発生のための主要プロセスである可能性が示唆される。
謝辞 本研究は文部科学省平成 27 年度エネルギー対策特別会計委託事業「高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発」の成果を含む。

参考文献

[1] T. Okita et al., Acta Mater., 118 (2016) 342.

[2] H. Xu et al., Phys. Rev. B, 84 (2011) 132103.

*Sho Hayakawa¹, Taira Okita², Mitsuhiro Itakura³, Haixuan Xu⁴, Yuri N. Osetsky⁵

¹School of Engineering, The Univ. of Tokyo, ²Research into Artifacts, Center for Engineering, The Univ. of Tokyo, ³Japan Atomic Energy Agency, ⁴The Univ. of Tennessee, Knoxville, ⁵Oak Ridge National Laboratory

炭素鋼の低温照射下での脆化挙動

A study of low-temperature irradiation embrittlement of carbon steel

*三浦照光¹、藤井克彦¹、福谷耕司¹、川久保政洋²

¹原子力安全システム研究所、²原環センター

炭素鋼 (0.01%Cu) に 90°C で最大 1dpa まで Fe イオンを照射した結果、照射欠陥として転位ループの形成が確認されたが、溶質クラスタは確認されなかった。同条件で照射した FeCu 合金 (0.5%Cu) では転位ループと Cu クラスタが形成しており、炭素鋼でも Cu 濃度が高い場合には Cu リッチクラスタが形成される可能性が示唆された。

キーワード: 炭素鋼、照射脆化、イオン照射、アトムプローブ分析、地層処分、オーバーパック

1. 緒言

照射脆化は原子炉圧力容器について良く調べられているが、埋設後のオーバーパックは原子炉圧力容器に比べて低温、低照射速度で長期間に渡り照射されるため、原子炉圧力容器鋼について確立されている脆化予測式を拡張した予測は難しい。オーバーパックで想定される照射条件 (最大 4.32×10^6 dpa と見積もられている[1]) での炭素鋼の脆化量を予測するためには、脆化因子となるマイクロ組織の変化量を実験と解析により推定する必要がある。本研究では、解析モデル構築に資する知見を得るため、候補材料の一つである炭素鋼等を低温でイオン照射し、マイクロ組織変化を調べた。

2. 試験

炭素鋼 (0.01%Cu) と FeCu 合金 (0.5%Cu) に東京大学重照射研究設備のタンデトロン加速器を用いて 2.8MeV Fe²⁺ イオンを照射した。照射損傷量は 300nm 深さで 0.1dpa と 1dpa の 2 条件とした。照射温度は 90°C とし、炭素鋼については軽水炉条件で取得されたデータとの比較のため 290°C での照射も行った。照射に伴う硬化量を押し込み深さ 150nm に制御した超微小硬さ試験機 (Elionix ENT-2100) で測定し、マイクロ組織変化を透過型電子顕微鏡 (TEM, Hitachi HF3000) と日本原子力研究開発機構原子炉廃止措置研究センターに設置された 3 次元アトムプローブ (APT, CAMECA LEAP3000XHR) で調べた。なお、APT 分析は電圧モード、試料温度 50K、パルス比 0.15 で行った。

3. 結果

硬さの測定結果を図に示す。90°C 照射した炭素鋼では照射量 0.1dpa で硬化が飽和する傾向にあったが、FeCu 合金では 1dpa まで硬化が継続した。TEM 観察の結果、炭素鋼と FeCu 合金で直径数 nm の転位ループが数密度 $4 \sim 5 \times 10^{22}/\text{m}^3$ で確認された。転位ループの多くは $b=a(100)$ のバーガースベクトルを有し、照射量が増すとサイズが増加した。APT 分析の結果、炭素鋼では溶質クラスタの形成は確認されず、Mn 濃度に揺らぎが認められるのみであった。FeCu 合金では 0.1dpa から直径 1~2nm の Cu クラスタが形成し、照射量が増すと数密度は $1 \times 10^{24}/\text{m}^3$ から $4 \times 10^{24}/\text{m}^3$ に増加した。炭素鋼の脆化因子として転位ループが確認され、Cu 濃度が高い場合には Cu リッチクラスタが形成される可能性が示唆された。なお、290°C 照射した炭素鋼では転位ループと Mn-Si-P クラスタの形成が確認された。

本報告は、経済産業省資源エネルギー庁からの委託による「平成 27 年度地層処分技術調査等事業 (処分システム工学確証技術開発)」の成果の一部である。

参考文献

[1] 銅-炭素鋼複合オーバーパックの試作, JNC TN8400 99-049, (1999).

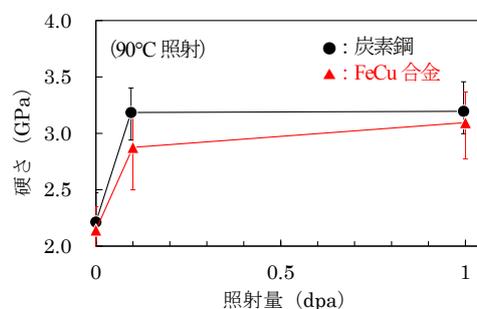


図 照射に伴う硬さの変化

*Terumitsu Miura¹, Katsuhiko Fujii¹, Koji Fukuya¹, Masahiro Kawakubo²

¹Institute of Nuclear Safety System, ²Radioactive Waste Management Funding and Research Center

Performance of Oxygen Sensors with Solid Fe/Fe₃O₄ and Liquid Bi/Bi₂O₃ Reference Electrode in Liquid LBE

*Pribadi Mumpuni Adhi¹, Masatoshi Kondo² and Minoru Takahashi²

¹Dept. Nucl. Eng. Tokyo Tech, ²LANE IIR, Tokyo Tech.

The performance of the oxygen sensors with solid and liquid type reference electrodes (RE) was investigated in the liquid lead-bismuth eutectic (LBE). The oxygen potentials in the LBE were made equilibrium with the formation potentials of PbO and Fe₃O₄ at 450°-600°C. The stabilization time to an equilibrium condition of the RE of solid type RE was shorter than liquid type RE, and both of the sensors performed well in the liquid LBE.

Keywords: Solid electrolyte oxygen sensor, Lead-bismuth eutectic, Reference electrode

1. Introduction Various solid electrolyte oxygen sensors have been developed for measurement of oxygen concentration in a liquid Pb-Bi coolant of fast reactor [1]. A sensor with solid type reference electrode (RE) has some advantages compared to that with liquid RE [2]. However, the stabilization time of solid RE and liquid RE must be made clear. The stabilization time means the time required for the internal reference material to reach the redox equilibrium condition from initial setup condition. The purpose of the present study is to investigate the stabilization time of RE and the cell potential (E) of oxygen sensor under steady state condition with the oxygen potential corresponding to the formation potential of PbO and Fe₃O₄.

2. Experimental Conditions Two types of RE material were used, liquid Bi/Bi₂O₃ RE and solid Fe/Fe₃O₄/gas RE. Magnesia stabilized zirconia (MSZ) was used as solid electrolyte material. Fig. 1 shows the schematic drawings of fabrication of the oxygen sensor with solid Fe/Fe₃O₄/gas and liquid Bi/Bi₂O₃ RE. The details of fabrication of the oxygen sensor has been explained in the previous work [3]. The experimental conditions were summarized in Table 1. The oxygen potentials in LBE were controlled to be equilibrium with the PbO and Fe₃O₄ formation potentials using the mass-exchanger method. The details of this method to control the oxygen potential have been explained in the previous work [3].

Table 1 Experimental conditions

Reference Electrode Type	Temperature (°C)	Equilibrium oxygen potential in LBE
Fe/Fe ₃ O ₄	450 - 600	PbO
Bi/Bi ₂ O ₃	450 - 600	Fe ₃ O ₄

3. Results and Discussion In the beginning the sensors were tested from initial setup condition to 550°C in liquid LBE to see the stabilization time of the oxygen sensor. The liquid of Bi/Bi₂O₃ type RE needed a longer time to reach an equilibrium condition compare to the solid Fe/Fe₃O₄ type RE. The oxygen saturated liquid Bi RE could not achieve the equilibrium condition within a short period probably because the effective area of gas phase for the equilibrium reaction of the liquid reference was smaller than that of the solid powder reference. Fig. 2 shows the results of measured cell potential from experiment and the theoretical calculation for oxygen sensor with Fe/Fe₃O₄ and Bi/Bi₂O₃ RE. The data shown in Fig. 2 were the average data for the last 1 hour after the steady state condition was attained. In LBE equilibrium with PbO and Fe₃O₄ formation potential, the oxygen sensor could attain steady state condition for each temperature. The discrepancy between experimental data and theoretical calculation was small. Therefore, both of the RE materials can be used in oxygen sensors in liquid LBE at temperature 450°C - 600°C.

4. Conclusion The stabilization time to an equilibrium condition of the RE of solid Fe/Fe₃O₄ RE was shorter than liquid Bi/Bi₂O₃ RE. However, after the steady state condition attained both of the sensors performed well in the liquid LBE at the temperature of 450°C - 600°C.

References [1] C. Schroer, et al., J. Nucl. Mater. 415 (2011) 338-347.
[2] G. Manfredi, et al., Sensors Actuators B Chem. 214 (2015) 20-28.
[3] P. M. Adhi, et al., Sensor Actuators B Chem. 241 (2017) 1261-1269

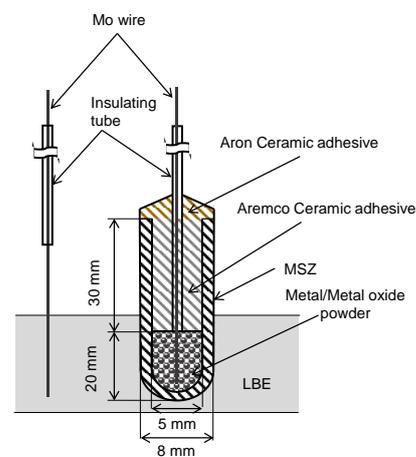


Fig. 1 Schematic drawing of oxygen sensor

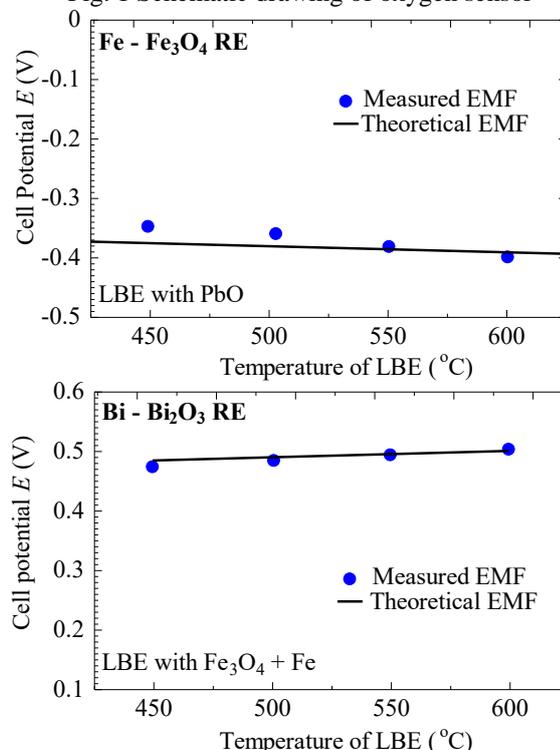


Fig. 2 Results of cell potential (E) in LBE

ハフニウム(Hf)の材料特性に及ぼす水素の効果

"Study on the Effect of Hydrogen on the Material Property of Hafnium"

*川原 安晴¹、Do Thi-Mai-Dung¹、鈴木 雅秀¹、岩瀬 彰宏²、木村 龍太郎^{1,3}

¹長岡技術科学大学 原子力システム安全工学専攻、²大阪府立大学、³現日本原燃

ハフニウム(Hf)の水素吸収挙動およびその材料特性に及ぼす効果は十分に解明されていない。本研究では、Hfにカソードチャージ法あるいは加速器で水素を導入し、その材料特性の検討を行い、Hfに及ぼす水素の効果を評価した。

キーワード: ハフニウム、制御棒、水素化物、カソードチャージ、加速器、イオン注入

1. 諸言

ハフニウム(Hf)は熱中性子の吸収断面積が大きく高寿命であるため、原子炉の制御棒の中性子吸収材として有望である。一方で、過去にHf型制御棒のステンレス部で照射誘起性応力腐食割れ(IASCC)が確認され、ひび割れの要因として、Hfの材料特性の正確な把握も重要であるが、水素がHfの材料特性に及ぼす影響等についてはデータは十分ではない。ここでは、Hfに及ぼす水素吸収の効果を検討することを目的とする。

2. 実験方法

Hfへ水素導入には2種類の方法、カソードチャージ法および加速器を用いたイオンプラントレーション法を用いた。カソードチャージはNaCl電解液中で行い、また加速器は加速電圧50KeVのイオン注入装置を用い600ppm~40000ppmの水素イオンを導入した。これらの材料について組織の観察、水素等の分析、機械的性質の評価を行った。

3. 実験結果

水素を導入することで材料は硬さ試験により硬化することが確認できる。XRDにより分析することで図1のようにHfの水素化物が生成していることがわかるが、これはいずれの水素導入法によってもHfHのピークとして観察できる。静電加速器による弾性反跳粒子検出法(ERDA)による分析で水素も確認しているが、水素導入量に対して殆ど測定される水素量はほぼ同等なため、水素化物の生成が律速となっているものと考えられる。微小引張試験片による機械的性質の評価では、図2のように、カソードチャージ時間に従って、引張強さ、0.2%耐力ともに低下することがわかる。

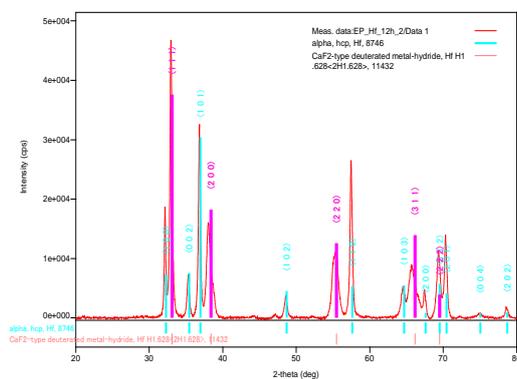


図1 カソードチャージ材に対するXRD測定結果

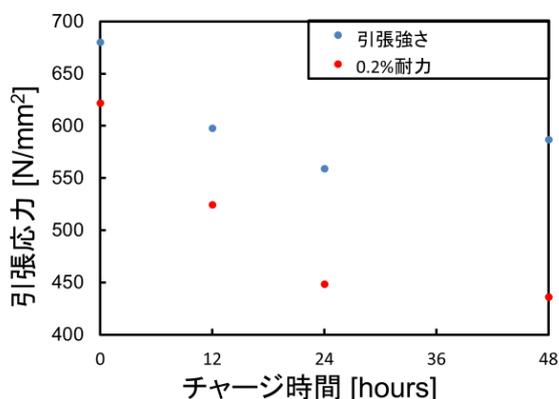


図2 カソードチャージ後の引張特性の変化

*Yasuharu Kawahara¹, Do-Thi-Mai Dung¹, Masahide Suzuki¹, Aakahiro Iwase² and Ryutaro Kimura³.

¹Nagaoka University of Technology Nuclear System Safety Engineering, ²Osaka Prefecture University, ³Currently, Japan Nuclear Fuel Limited

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

[3J10-15] Zirconium Alloys

Chair: Naoko Oono (Hokkaido Univ.)

Wed. Mar 29, 2017 2:45 PM - 4:15 PM Room J (16-305 Building No.16)

[3J10] Oxidation process of Nb precipitates in the surface oxide layer of J-AlloyTM subjected to corrosion in PWR-simulated water

*Yoshitaka Matsukawa¹, Shuhei Kitayama¹, Kenta Murakami², Yasunari Shinohara³, Kenta Yoshida¹, Huilong Yang², Takeshi Toyama¹, Hiroaki Muta⁴, Shinsuke Yamanaka⁴, Hiroaki Abe²

(1. Tohoku University, Institute for Materials Research, 2. The University of Tokyo, 3. NDS, 4. Osaka University)

2:45 PM - 3:00 PM

[3J11] Effects of thermo-mechanical history on the composition of bcc precipitates in Zr-2.5Nb alloys

*Ippei Ohkuma¹, Yoshitaka Matsukawa¹, Hiroaki Muta², Huilong Yang³, Takeshi Toyama¹, Shinsuke Yamanaka², Yuhki Satoh¹, Hiroaki Abe³ (1. Tohoku University, 2. Osaka University, 3. The University of Tokyo)

3:00 PM - 3:15 PM

[3J12] Effects of 140 MeV C⁴⁺ irradiation on microstructure and mechanical properties in Zr-1.8Nb alloys

*Huilong Yang¹, Sho Kano¹, Zhengang Duan³, Yoshitaka Matsukawa², Kenta Murakami¹, Hiroaki Abe¹ (1. Graduate School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Institute for Materials Research, Tohoku University, 3. Graduate School of Engineering, Tohoku University)

3:15 PM - 3:30 PM

[3J13] The hardness value evaluation with hydride generations in Zr by the nano-indentation hardness test and dynamic microstructure observation

*Kouichi Tougou¹, Takashi Onitsuka¹, Kaoru Tone¹, Naohiro Shimomura¹, Ken-ichi Fukumoto¹, Masayoshi Uno¹, Hiroaki Muta² (1. University of Fukui, 2. Osaka University)

3:30 PM - 3:45 PM

[3J14] Research and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner

Hideo Watanabe¹, *Katuhito Takahashi², Yusaku Maruno³ (1. Kyushu Univ., 2. NFD, 3. Hitachi)

3:45 PM - 4:00 PM

[3J15] Research and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner

*Mitsuhiro Itakura¹, Taira Okita² (1. JAEA, 2. Univ. Tokyo)

4:00 PM - 4:15 PM

PWR 模擬水中で腐食させた J 合金の酸化被膜における Nb 析出物の酸化挙動の解析

Oxidation Process of Nb Precipitates in the Surface Oxide Layer of J-Alloy™ Subjected to Corrosion in PWR-simulated Water

*松川 義孝¹, 喜多山 周平¹, 村上 健太², 篠原 靖周³, 吉田 健太¹,

楊 会龍¹, 外山 健¹, 牟田 浩明⁴, 山中 伸介⁴, 阿部 弘亨³

¹東北大学・金研,²東京大学,³ニュークリア・デベロップメント株式会社,⁴大阪大学

PWR 模擬水中で腐食させた J 合金の酸化被膜における Nb 析出物を STEM-EDS/EELS で解析した結果について報告する。

キーワード: 腐食, 燃料被覆管, 腐食, 析出物

2016 年春の年会の続報として、Zr-2.5Nb 合金の腐食材の表面酸化被膜における Nb 析出物のふるまいについて報告する。Nb を添加することによって Zr 合金の腐食とそれに伴う水素化に対する耐性が大きく向上することは経験的によく知られているが、その機構は必ずしも明らかではない。その理由の一つは、Nb 析出物のふるまいがこれまでの研究では十分把握できていなかったためである。先行研究では、Nb 析出物が（ジルカロイ中の析出物と同様に）酸化に伴いマトリックスに再固溶するという報告が 2 つある[1-2]。但し、両者は再固溶が起こる条件についての結論が異なり、一方は高濃度 Li の条件のときにのみ起こると結論づけているのに対し[1]、他方は蒸留水でも起こると結論づけている[2]。それらを念頭に置き、本合金における Nb 析出物のふるまいを TEM/STEM-EDS で調査した結果、(1) PWR 模擬条件 (633 K、 ≥ 18.7 MPa、水質は 2.2 ppm Li + 500 ppm B) では腐食時間が 13,000 時間でも再固溶は起こらないこと、(2) 表面酸化被膜中の Nb 析出物は分析手法によっては（アーティファクトの影響で）あたかも再固溶したように見えてしまう場合があること、(3) この一見消失したように見える析出物はアモルファスであることを明らかにした。今回の報告では、そのアモルファス析出物をさらに詳細に解析した結果について述べる。EELS でケミカルシフトを解析した結果、このアモルファス析出物に含まれる Nb の価数は 5 価であることが明らかになった。これは、その析出物が Nb₂O₅ のアモルファスであることを意味する。また、アモルファス Nb₂O₅ が出現するとき、析出物はマトリックスと Pilling-Bedworth 比が大きく異なるため、結果的に約 50 GPa もの高圧が負荷された状況にあることも明らかになった。さらに、アモルファス Nb₂O₅ が出現するタイミングが、合金の腐食特性が変化するタイミング（本合金の耐食性はステージ II から良好になる）によく一致することも明らかとなった。

本発表は、文部科学省からの受託事業として実施した原子力システム研究開発事業「原子炉燃料被覆管の安全設計基準に資する環境劣化評価手法に関する研究開発」の成果である。

参考文献

[1] Sakamoto, K. et al. / Une, K. et al. Proc. TopFuel 2012, Manchester, UK, September 2-6, 2012.

[2] Kim, H. et al. J. Alloys Compd. **481**, 867-871 (2009).

[3] Matsukawa, Y. et al. Acta Mater. **127**, 153-164 (2017).

*Yoshitaka Matsukawa¹, Shuhei Kitayama¹, Kenta Murakami², Yasunari Shinohara³, Kenta Yoshida¹, Huilong Yang², Takeshi Toayama¹, Hiroaki Muta⁴, Shinsuke Yamanaka⁴ and Hiroaki Abe²

¹Tohoku Univ., ²Univ. Tokyo, ³NDC, ⁴Osaka Univ.

Zr-2.5Nb 合金における bcc 析出物の組成に及ぼす加工熱処理の影響調査

Effects of Thermo-mechanical History on the Composition of BCC Precipitates in Zr-2.5Nb Alloys

*大熊 一平¹, 松川 義孝¹, 牟田 浩明², 楊 会龍³, 外山 健¹,

山中 伸介², 佐藤 裕樹¹, 阿部 弘亨³

¹東北大学・金研,²大阪大学,³東京大学

Zr-Nb 合金の析出物の組成に及ぼす加工熱処理の影響をモデル合金を使って系統的に調査した。

キーワード: 燃料被覆管, 析出物

【背景及び目的】本研究は、Nb 添加によって Zr 合金の耐食性が向上するメカニズムを解明することを目的とした研究の一環として行った、サブテーマである。最新の研究結果[1]では、耐食性向上の原因の一つの可能性として、bcc-Nb 析出物が酸化によって特殊な物性を有する化合物（アモルファス Nb₂O₅）に相変態した影響が示唆された。このシナリオの妥当性を検証するために、研究の第二段階として、析出物の組成をコントロールしたモデル合金の腐食実験を行うことを予定している。同じ組成の合金（Zr-2.5Nb）を二つ用意し、一方は Nb-rich な bcc 析出物のみを分散させ、もう一方には Zr-rich な bcc 析出物のみを分散させる。後者は腐食の際に析出物がアモルファス Nb₂O₅ にならない可能性が高い。そのようなモデル合金を作成するためには、組織制御のノウハウを蓄積することが必要不可欠である。本研究では、析出物の組成やサイズ分布に及ぼす加工熱処理の影響を系統的に調査した[2]。

【実験方法】高純度の純金属地金をアーク溶解することによって Zr-2.5Nb 合金のインゴットを作成した。石英管に真空封入した合金を 1273 K にて二時間均質化した後、水中へクエンチした。石英管から取り出した合金をさらに室温にて冷間加工し、中間温度で時効した。検討したパラメータは、クエンチ速度（石英管を水中で割る条件と割らない条件）、時効温度（773 K と 853 K）、時効時間（2 hr と 24 hr）、冷間加工と時効の回数（冷間加工なしと冷間加工 3 回）などである。分析には XRD、EBSD、STEM-EDS を使用した。

【実験結果】析出はクエンチした段階で既に開始していることが明らかとなった。XRD では bcc 析出物の回折ピークが、クエンチ速度の違いによらず、ほぼ同じ 2θ 位置に検出された。Vegard 則に基づいて格子定数から算出した析出物の組成は Zr-rich (~23 at.% Nb) であった。クエンチ速度が速い場合は、直径 2 nm 以下の微細な析出物が試料全体に均一に分散していたのに対し、クエンチ速度が遅い場合は、マルテンサイトの界面に Nb が偏析（析出物が局在）していた。その後の冷間加工と時効によって析出物の組成とサイズは変化した。高温時効では Zr-rich (~27 at.%Nb) のままであったが、低温時効では Nb-rich (~91 at.%Nb など) に転ずることが XRD で確認された。析出物の回折強度はクエンチ直後の方が時効後よりも大きかった。これらは、(1) 析出の核形成はクエンチ直後の段階で既に完了しており、その後の時効熱処理ではオストワルド成長が主であること、(2) オストワルド成長の過程で析出物は Zr を放出することを意味する。

参考文献

[1] Matsukawa, Y. et al. *Acta Mater.* **127**, 153–164 (2017).

[2] Matsukawa, Y. et al. *Acta Mater.* **126**, 86–101 (2017).

* Ippei Ohkuma¹, Yoshitaka Matsukawa¹, Hiroaki Muta², Huilong Yang³, Takeshi Toyama¹, Shinsuke Yamanaka², Yuhki Satoh¹ and Hiroaki Abe³

¹Tohoku Univ., ²Osaka Univ., ³Univ. Tokyo

Effects of 140 MeV C⁴⁺ irradiation on the microstructure and mechanical properties in Zr-1.8Nb alloys

*Huילong Yang¹, Sho Kano¹, Zhengang Duan², Yoshitaka Matsukawa³, Kenta Murakami¹ and Hiroaki Abe¹

¹The University of Tokyo, ²Graduate School of Engineering, Tohoku Univ., ³Institute for Materials Research, Tohoku Univ.

Abstract

This study was performed to understand the effects of high energy ion irradiation (140 MeV C⁴⁺) on the microstructure and mechanical properties in Zr-1.8Nb alloys. Obvious irradiation strengthening was observed via tensile tests and irradiation defects were characterized via TEM observation. Based on these results, the mechanism of irradiation induced strengthening was further discussed.

Keywords: fuel cladding material, Zr-Nb alloy, irradiation, strengthening

1. Introduction

The specification required for the fuel cladding tubes applied to high fuel burn-ups and extended fuel cycle operations is excellent integrity in corrosion resistance, less absorption of hydrogen, reasonable mechanical strength, and irradiation resistance under in-reactor environment. Zr-Nb alloys have been developed to exhibit a superior performance to the conventional Zircaloy-4 in corrosion resistance and less absorption of hydrogen. Whereas, there is still some lack of knowledge about their irradiation resistance, as irradiation induced hardening is recognized as one of the main performance degradations in Zr-based fuel cladding tubes. The purpose of this study is therefore to investigate the irradiation effects on the microstructural and mechanical changes in Zr-Nb alloys.

2. Experimental

The material utilized in the present study is Zr-1.8Nb (wt.%) alloy fuel cladding tube, from which the SSJ-type tensile specimens were prepared. These tensile specimens were subjected to 140-MeV C⁴⁺ irradiation at 573 K in Cyclotron and Radioisotope Center, Tohoku University. An energy degrader was applied to introduce the spatially-uniform irradiation damage. After irradiation, tensile test was conducted to evaluate their mechanical properties. TEM were used to characterized the irradiation induced defects.

3. Results and Conclusion

Tensile tests show that the yield strength increased quickly especially at low doses below 1 dpa, then gradually saturated at a center value. The yield strength at 5.3 dpa was ~150 MPa greater than that of the un-irradiated specimen. On the other hand, the elongation to fracture at 5.3 dpa was 15% less than of the un-irradiated one, indicating the obvious strengthening and embrittlement induced by irradiation. From the TEM observation in 3.1 dpa specimen, <a>-type loops with the averaged size of 7.2 nm was analyzed to possess a number density of $1.2 \times 10^{21}/\text{m}^3$; for <c>-type loops, the average size and number density of <c>-type loops were determined as 15.4 nm and $6.5 \times 10^{20}/\text{m}^3$, respectively. According to the dispersed barrier theory, the mechanism of irradiation induced strengthening was quantitatively discussed. The calculation demonstrates that the irradiation induced dislocation loops were approximately responsible for the strength increment in the irradiated specimen.

Acknowledgement: 本研究の一部は、「文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」により実施された「新しい事故耐性燃料「自己修復性保護皮膜つきジルコニウム合金」の開発」の成果である。

ナノインデンテーション硬さ試験および動的ミクロ組織観察によるZr中への水素化物発生に伴う硬化量評価

The hardness value evaluation with hydride generations in Zr by the nano-indentation hardness test and dynamic microstructure observation

*東郷 広一¹, 鬼塚 貴志¹, 利根 薫¹, 下村 修潤¹, 福元 謙一¹, 宇埜 正美¹, 牟田 浩明²
¹福井大学, ²大阪大学

純Zr中の δ 水素化物の晶癖面と転位のすべり面の関係が硬化量にどのように影響するかをTEM内引張「その場」観察法、ナノインデンテーション硬さ試験により評価した。 δ 水素化物発生に伴う硬化量は、運動転位が主に(0001)面すべりを起こしたとき、最も大きな値を示した。

キーワード: 水素化物、硬化量、転位のすべり面、TEM内引張「その場」観察、ナノインデンテーション硬さ試験、動的ミクロ組織観察

1. 緒言 原子炉内の燃料被覆管に用いられているジルカロイでは、冷却水との腐食反応により水素が発生し、被覆管内部に水素化物が形成され、材料破壊に繋がる硬化・脆化が起こる。近年、転位のすべり面や水素化物の晶癖面の違いで、硬化の度合いが異なることが推測^[1]されている。本研究では純Zr試料にて、試料の変形方向の違いに伴う転位のすべり面の違いを調べ、 δ 水素化物発生に伴う硬化量が転位のすべり面にどのように影響するかを調べる。

2. 実験方法 純Zrの板材から圧延方向に対して0°、45°、90°の方向に試料を切り出し、700°C×18hの真空焼鈍処理後、 δ 水素化物発生のため350°Cの温度条件にて約720ppmの水素を導入した。転位のすべり系の決定は、純Zrを電解研磨法により薄片化した後、TEM内引張「その場」観察による運動転位から得られたすべり線、シュミット因子、バーガスベクトルを基に行った。 δ 水素化物発生に伴う硬化量の違いはTEM内引張「その場」観察での引張軸と同じ方向を持つ結晶粒を電子後方散乱回折法(EBSD法)にて調べた後、ナノインデンテーション硬さ試験により行った。

3. 結果・考察 TEM内にて試料への電子線の入射方向を $\{2\bar{1}\bar{1}0\}_\alpha$ 面に統一し、圧延方向に平行な $\langle 01\bar{1}0 \rangle$ 方向から様々な角度に引っ張ったところ、 $\{1\bar{1}00\}$ 面すべり、 $\{10\bar{1}1\}$ 面すべり、(0001)面すべりが複合的に観察されたが(いずれも $\langle 11\bar{2}0 \rangle$ 成分)、約50°未満では $\{1\bar{1}00\}$ 面すべりが主に観察され、また約50°以上では(0001)面すべり、 $\{10\bar{1}1\}$ 面すべりが主に観察された。 δ 水素化物発生に伴う硬化量は、運動転位が主に(0001)面すべりを起こしたとき、最も大きな値を示した(図1参照)。詳細は当日報告する。

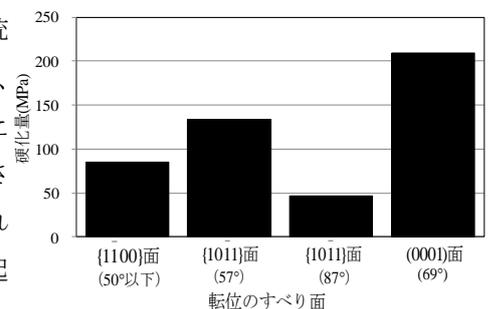


図1. すべり面と硬化量の関係

参考文献

[1] Y. Udagawa et al, Acta Mater. 58 (2010) 3927-3938.

*Kouichi Tougou¹, Takashi Onitsuka¹, Kaoru Tone¹, Naohiro Shimomura¹, Ken-ichi Fukumoto¹, Masayoshi Uno¹ and Hiroaki Muta²

¹Univ. of Fukui, ²Osaka Univ.

高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発

(2)Zr合金のイオン照射試験

Research and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner

(2)Effects of ion irradiation on Zr alloys

*渡邊英雄¹, 高橋克仁², 丸野祐策³

¹九州大学, ²NFD, ³日立製作所

照射環境下におけるジルカロイ 2 合金の Fe 元素の影響を追求する目的で重イオン照射を実施し、高照射領域における Fe 析出物の相安定性と C 型転位ループの形成挙動に関する知見を得た。

キーワード: 水素化物, 析出物再固溶, C 型転位ループ, イオン照射, 収差補正電子顕微鏡

1. 緒言

RBWR では、中性子照射量は BWR よりも局所的に増えるものの、炉内の滞在時間は BWR と同等である。従って、照射環境での水素吸収および水素脆化を評価するために、照射量と炉内滞在時間の影響を分離して評価することが必要である。また、高照射領域では、照射により形成される空孔型の C 型転位ループが水素化物の形成と密接な関係があることが報告されている。本研究では、イオン照射試験により C 型転位ループの形成挙動に対する添加元素の影響を明らかにし、RBWR 適用への指針を得る。

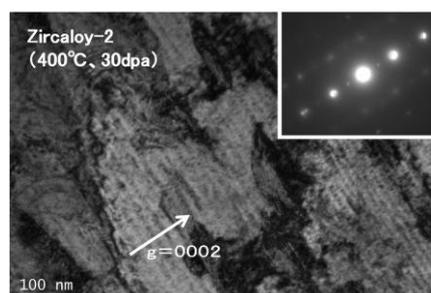
2. 実験方法

本研究では、下表に示すジルカロイ 2 及びそのモデル合金として 2 種類の Sn 及び Fe を添加した合金を作成した。これらの試料に対して、九州大学応用力学研究所タンダム加速器にて、400°C、50dpa までの Ni イオンを照射し、FIB を用いて断面試料を作成した。照射後組織の STEM-EDS 観察及び分析には、収差補正機能を有する ARM200FC を用いた。

3. 実験結果

下の写真にジルカロイ 2 に対して、400°C(30dpa) 照射材に形成された C 型転位ループを示す。Fe 元素を 0.25% 含む Zr-1.5Sn-0.25Fe 合金においても同様の C 型ループが同一の条件にて観察された。一方、Zr-1.5Sn 合金では、同一条件では確認されず、ループの形成には Fe 元素が大きな役割を果たしていることが示唆された。EDS による組成分析の結果、これらのループ上に Fe, Ni 元素の濃化が確認された。ジルカロイ 2 には、Zr, Fe, Ni の割合がほぼ 4:1:1 の $Zr_2(Fe, Ni)$ と Cr を含み、Zr, Fe, Cr の割合がほぼ 1:1:1 の $Zr(Fe, Cr)_2$ が存在するが、 $Zr(Fe, Cr)_2$ は照射環境下で容易に再固溶し、これにより生じた Fe 元素がループの形成を促進しているものと考えられる。

供試材		Sn	Fe	Cr	Ni
ジルカロイ2	目標値	1.2~1.7	0.07~0.20	0.05~0.15	0.03~0.08
	分析値	1.38	0.15	0.09	0.05
Zr-1.5Sn	目標値	1.2~1.7	-	-	-
	分析値	1.41	0.01	<0.01	<0.01
Zr-1.5Sn-0.25Fe	目標値	1.2~1.7	0.20~0.3	-	-
	分析値	1.40	0.24	<0.01	<0.01



*Hideo Watanabe¹, Katsuhito Takahashi² and Yusku Maruno³

¹Kyushu Univ., ²NFD, ³Hitachi Co..

高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発

(3) ジルコニウム中溶質元素・照射欠陥相互作用の第一原理計算

Research and Development of RBWR for High Efficiency Transuranium Elements Burner

(3) First-principles calculation of interaction between solute atoms and irradiation defects in Zr

*板倉 充洋¹, 沖田 泰良²

¹JAEA, ²東大

燃料被覆管の照射挙動モデル化のため、代表的な溶質元素である鉄および水素と、格子空孔や格子間原子などの照射欠陥との相互作用エネルギーを第一原理計算で求め、照射損傷の時間発展に溶質元素が及ぼす影響を明らかにする。

キーワード：第一原理計算

1. 緒言

RBWR は局所的に中性子束を強くし TRU 燃焼を目指すものであるが、その実現には従来より多い照射量において燃料被覆管の健全性が保たれることを確認する必要がある。そのためには照射欠陥と材料中の合金元素の拡散、反応過程をモデル化し欠陥クラスターや析出物が照射と共にどう変化していくかを調べる必要がある。本発表では照射欠陥およびジルカロイにおいて代表的な合金元素である鉄について、その拡散定数や結合エネルギーを第一原理計算で調べ、その数値を用いて欠陥クラスターの時間発展を計算した結果を示す。

2. 計算結果

鉄原子はジルコニウム(Zr)中でクロムなどと共に析出物として存在しているが、照射とともに溶出し格子間原子として拡散し、また空孔と強く結合することが知られている。今回格子間原子としての鉄原子の安定位置と移動障壁を第一原理計算で計算した結果、移動障壁は<c>方向に 0.3eV、<a>方向に 0.45eV であり、Zr 格子間原子と原子空孔の中間的な値であることが分かった。これは鉄原子が空孔より速く拡散しその成長に大きな影響を与えることを示唆する。また鉄原子、格子間原子、空孔の間の結合エネルギーを計算した結果、空孔同士の結合エネルギーが最も弱く 0.2eV 程度であったが、格子間原子同士、鉄と格子間原子の結合エネルギーはいずれも 1eV 程度で強く結合することが分かった。

これらの数値を元に、欠陥クラスターの数とサイズの時間変化をクラスターダイナミクス法で計算した結果、まず格子間原子クラスターが成長し、ここに鉄原子が加わって複合クラスターになるが、その後空孔の拡散の時間スケールではこのクラスターに空孔が結合し格子間原子が減少していき、最終的に空孔と鉄原子からなるクラスターに変化することが分かった。また鉄原子がない場合、空孔のみのクラスターは結合エネルギーの低さから容易に分解し成長できないことが分かった。これは照射 Zr においてボイドが観察されないという実験事実とも符合する。

3. 結論

Zr の照射による組織変化には鉄などの合金元素が強く影響することが分かった。実際には空孔・鉄クラスターはより安定な転位ループとなりその積層欠陥に鉄原子が結合した状態に変化するはずである。その過程をモデル化するには複数の鉄原子や空孔が平面的に結合した状態の安定性を評価する必要がある。

*Mitsuhiro Itakura¹ and Taira Okita²

¹JAEA, ²U.Tokyo

Oral presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 402-2 Analytical Technique for Irradiation Behavior

[3J16] Elemental Analysis

Chair: Naoko Oono (Hokkaido Univ.)

Wed. Mar 29, 2017 4:15 PM - 4:30 PM Room J (16-305 Building No.16)

[3J16] Development of plasma heating technology for simulation of LWR severe accident behavior

*Yuta Abe¹, Toshio Nakagiri¹, Ikken Sato¹, Natsuko Nakano², Hiroshi Tanaka³, Hidenobu Yamaguchi⁴ (1. Japan Atomic Energy Agency(JAEA), 2. Kaken, 3. Meitogiken, 4. Nissan ARC)

4:15 PM - 4:30 PM

4:15 PM - 4:30 PM (Wed. Mar 29, 2017 4:15 PM - 4:30 PM Room J)

[3J16] Development of plasma heating technology for simulation of LWR severe accident behavior

(3) Consideration of a wide range of oxygen mapping analysis method using the EPMA

*Yuta Abe¹, Toshio Nakagiri¹, Ikken Sato¹, Natsuko Nakano², Hiroshi Tanaka³, Hidenobu Yamaguchi⁴ (1. Japan Atomic Energy Agency(JAEA), 2. Kaken, 3. Meitogiken, 4. Nissan ARC)

Keywords: Severe Accident(SA), non-transfer type plasma heating, Boiling Water Reactor, Core-Material Relocation (CMR), Fukushima-Daiichi NPP accident

原子力機構では福島第一原発事故時の事象推移解明に向けた非移行型プラズマ加熱を用いたBWRシビアアクシデント時の炉心物質の下部プレナムへの移行挙動(CMR)に着目した試験の実施を検討している。

当該試験では、BWRの基本構成要素(燃料ロッド、チャンネルボックス、制御棒ブレード、下部支持構造)を模擬した試験体を製作し、加熱試験を行う計画である。

しかし、模擬燃料ペレットでUO₂-Zr系と疑似的状态図が類似しているジルコニア(ZrO₂)を用いるため、移行挙動を評価するには被覆管(Zr)に含まれる酸素量または内包される不純物量を比較する必要がある。

そこで、我々はコンクリートの劣化診断などで広く使われている広範囲EPMA(WDX)に着目し、模擬燃料ペレットと被覆管のみを模擬した小規模試験体(Phase1)を対象に、酸素濃度分布及び内包される不純物(Mg,Hf)分布を測定し、その妥当性をXRF及び不活性ガス溶解法を用いた酸素の定量分析によるO/M比で評価した。

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

[3K01-04] Accident Progression Analysis

Chair: Hide Okada (IAE)

Wed. Mar 29, 2017 9:30 AM - 10:40 AM Room K (16-306 Building No.16)

[3K01] CFD analysis on OECD/HYMERES HM1-1 Benchmark test

*Satoshi Abe¹, Etienne Studer², Masahiro Ishigaki¹, Taisuke Yonomoto¹ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. CEA Saclay)

9:30 AM - 9:45 AM

[3K02] Analyses of Boron Precipitation Test and Station Black Out Test in the OECD/PKL Project

*Hiroaki Uehara¹, Masashi Sekine¹, Ryoko Ichikawa¹, Hideo Konishi¹ (1. Secretariat of the Nuclear Regulation Authority)

9:45 AM - 10:00 AM

[3K03] ROSA/LSTF Test on PWR Station Blackout Transient with Loss of Primary Coolant and RELAP5 Analysis

*TAKESHI TAKEDA¹, IWAO OHTSU¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

10:00 AM - 10:15 AM

[3K04] Verification of RELAP5 model on downcomer interface friction

*Toshihide Torige¹, Ikuo Kinoshita¹ (1. Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

10:15 AM - 10:30 AM

OECD/HYMERES HM1-1 ベンチマークテストに関する CFD 解析 ダイナミック乱流シュミット数モデルを用いた RANS 解析

CFD analysis on OECD/HYMERES HM1-1 benchmark test

RANS analysis with dynamic turbulent Schmidt number model

*安部 諭¹, Etienne STUDER², 石垣 将宏¹, 与能本 泰介¹

¹日本原子力研究開発機構, ²フランス原子力・代替エネルギー庁サクレー研究地区

シビアアクシデント時の格納容器内水素リスクに関する現象的理解向上を目指して OECD/HYMERES プロジェクトが進められた。本報告では、プロジェクト内で行われた CFD ベンチマークテストに関して、乱流シュミット(およびプラントル)数を動的に変化させるモデルを用いた解析結果について発表する。

キーワード: OECD/HYMERES, MISTRA, 格納容器, 密度成層, ダイナミック乱流シュミット数モデル

1. 緒言

シビアアクシデント時には、水-ジルコニウム反応で発生した水素による爆発が生じ、原子炉格納容器等の健全性脅かされる可能性がある。この現象を理解するには、格納容器のような大空間内での水素のような軽い気体の挙動や分布を把握する必要がある。OECD/HYMERES プロジェクトは、シビアアクシデント時の水素リスクに関する現象的理解向上を目指してフランス CEA 及びスイス PSI の大型実験装置を用いて進められ、その中で高温衝突ジェットによる密度成層侵食・崩壊に関する CFD ベンチマークテストが行われた。

2. HM1-1 ベンチマークテスト概要

この CFD ベンチマークテストの解析対象は、CEA が所有する大型模擬格納容器 MISTRA で行われた HM1-1 テストである。この実験では図 1 に示すように、容器上部に水素の代替気体としてのヘリウムと空気の混合気体により密度成層を形成した後、内部構造物に衝突した高温ジェット(約 150°C)によりその密度成層の侵食・崩壊を促進させた。また、本ベンチマークテストの特徴的な点として、共通モデルとして参加者全員が同様の物理モデル(標準 k-ε モデル、固体壁-流体間熱伝達を考慮など)を用いた解析の提出が義務付けられた。筆者らはこれに加え、乱流拡散係数を乱流モデルから定数の乱流シュミット数(およびプラントル数)を用いて線形評価する従来モデルを改良して、独自モデルとして成層での流れ場の様子(リチャードソン数で評価)に応じて局所的に乱流シュミット数を動的に変化させるモデル(ダイナミック Sc_t モデル)[1]を用いた解析を行った。

3. CFD 解析手法および結果

CFD 解析は、オープンソースコードの OpenFOAM ver. 2.3.1 により行った。基礎方程式は、レイノルズ平均された混合気体の質量保存式、運動量保存式、化学種およびエンタルピーの輸送方程式とした。乱流モデルは標準 k-ε モデルを適用した。解析メッシュ数は、100 万程度で噴流をよく再現できるように流入部付近のメッシュが密になるよう作成した。図 2 に 2 点での計測位置における、ヘリウムの濃度の時系列データを示す。乱流シュミット数が定数の共通モデルでは、成層侵食・崩壊が速く進行しているが、ダイナミック Sc_t モデルを用いた解析結果では、濃度変化が実験結果に近づき、良好な一致を示している。

4. 結論

OECD/HYMERES プロジェクト内で行われた CFD ベンチマークテストに関する解析を行った。その結果、ダイナミック Sc_t モデルを用いることで高温衝突ジェットによる密度成層の侵食・崩壊をより精度よく解析できた。

参考文献

[1] Zachary A. Elliott, Subhas K. Venayagamoorthy, Evaluation of turbulent Prandtl (Schmidt) number parameterization for stably stratified environmental flows, *Dynamic of Atmospheres and Oceans Vol.51* (2011) pp.137-150

*Satoshi ABE¹, Etienne STUDER², Masahiro ISHIGAKI¹, Taisuke YONOMOTO¹

¹JAEA, ²CEA Saclay.

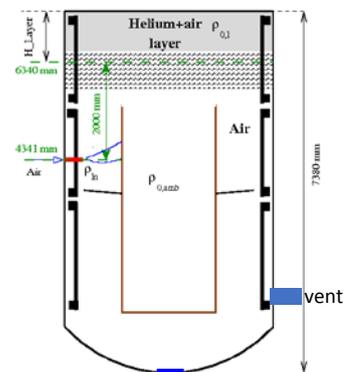


図 1 HM1-1 実験概要

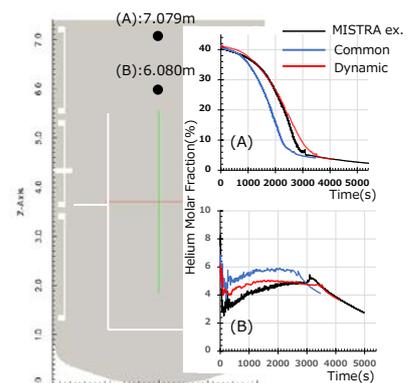


図 2 ヘリウム濃度時系列の比較

OECD/PKL 計画における ホウ素濃縮事象試験及び全交流動力電源喪失事象試験の解析

Analyses of Boron Precipitation Test and Station Black Out Test in the OECD/PKL Project

*上原 宏明, 関根 将史, 市川 涼子, 小西 秀雄

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

OECD/PKL 計画にて実施された大破断冷却材喪失事故後のホウ素濃縮事象試験及び全交流動力電源喪失事象試験を対象に RELAP5/MOD3.3 コード (以下「RELAP5」という。) に関する妥当性確認を目的とした解析を実施した。

キーワード : RELAP5、OECD/PKL 計画、大破断冷却材喪失事故、ホウ素濃縮事象、全交流動力電源喪失事象

1. 序論

経済協力開発機構/原子力機関 (以下「OECD/NEA」という。) の国際共同プロジェクトである PKL 計画 (文献[1]) においては、多重故障事故等を対象とした熱流動実験が実施されており、取得される実験データは、解析コードの妥当性を確認するために活用できる。本研究では、安全上の課題であるホウ素濃縮による炉心の冷却性への影響評価に着目した「大破断冷却材喪失事故後のホウ素濃縮試験」(G5.1 試験) 及び福島第一原子力発電所事故に関連した「全交流動力電源喪失事象試験」(H2.1 試験) について RELAP5 による解析を実施した。この2つの試験のうち、本予稿では G5.1 試験について報告する。

2. 試験内容

G5.1 試験は、大破断 LOCA 時後の再循環運転による長期冷却状況において、破断口からの蒸気流出によって炉心部でホウ素が高濃度になる熱流動現象に着目するものである。

3. 解析結果

試験装置全体の熱水力挙動を精度良く予測するため、破断流量の試験データを適切に再現するように、破断口の流出係数に関する感度解析を行い、本試験における破断口の流出係数 (Ransom-Trapp モデルで 0.2) を特定した。また、大破断 LOCA の状況下においては、低温側配管の合流領域のノード分割をループ数と同数の 4 つにすることによって破断ループを含めたループ間の流量配分及びダウンコマ水位を適切に模擬することができることがわかった (図 1)。以上の検討により、1 次系圧力及び 1 次系保有水量の熱水力挙動を RELAP5 解析が適切に模擬できることを確認した。

ホウ素濃度に関しては、炉心部での蒸気発生により 1 次系のホウ素濃度が上昇していく過程を RELAP5 解析によって正確に再現することができた (図 2)。また、試験開始 27,200 秒後から ECCS 注水量を増加させることや高圧側配管からの注水を開始することにより炉心ホウ素濃度が低下する過程については、全体的な低下傾向をおおむね模擬できた。しかし、低下速度については、試験データと若干相違が見られるため、1 次系内でのホウ素の混合及び移送現象の模擬については、更なる検討が必要である。

また、今後の実機体系の解析を考慮し、压力容器内を多次元的に模擬できる TRACE コードによる予測性能解析を実施する予定である。

参考文献

[1] Umminger, Klaus et al., INTEGRAL EFFECT TESTS IN THE PKL FACILITY. WITH INTERNATIONAL PARTICIPATION, Nuclear Engineering and Technology Vol.41 No.6, 2009.8, 765-774.

*Hiroaki Uehara, Masashi Sekine, Ryoko Ichikawa and Hideo Konishi
Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

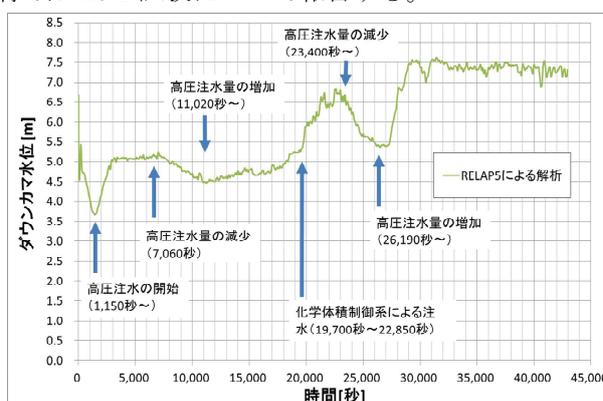


図 1. ホウ素濃縮試験 (G5.1 試験) における
ダウンコマ水位の解析結果

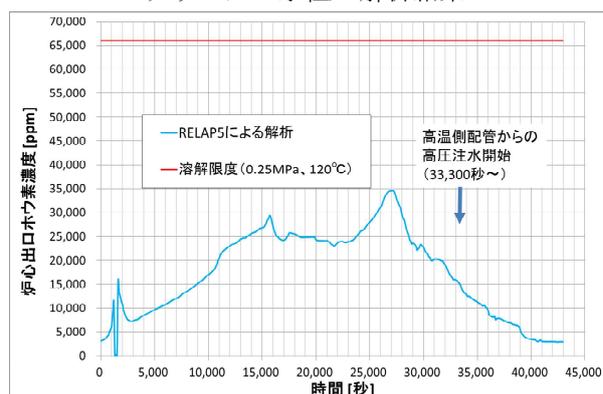


図 2. ホウ素濃縮試験 (G5.1 試験) における
炉心出口ホウ素濃度の解析結果

PWR 全電源喪失時に一次冷却材喪失を伴う ROSA/LSTF 実験と RELAP5 解析

ROSA/LSTF Test on PWR Station Blackout Transient with Loss of Primary Coolant and RELAP5 Analysis

*竹田 武司¹, 大津 巖¹

¹ 日本原子力研究開発機構

ROSA/LSTF を用いて、PWR 全電源喪失時に一次冷却材喪失を伴う事象において、蓄圧注入系からの窒素ガスの一次系への流入条件でのアクシデントマネジメント策の有効性等を調べるための模擬実験を実施するとともに、窒素ガス挙動等に対する RELAP5/MOD3.3 コードの予測性能を検証した。

キーワード：ROSA/LSTF、全電源喪失、一次冷却材喪失、窒素ガス、RELAP5 コード

1. 緒言 PWR 全電源喪失時に一次冷却材喪失を伴う事象におけるアクシデントマネジメント(AM)策の有効性等の検討に資するため、ROSA/LSTF(大型非定常実験装置)^[1]による模擬実験(番号:TR-LF-17)を実施した。その際、多重故障条件として、高圧注入系の全故障とともに、蓄圧注入系(ACC)の作動開始後隔離に失敗した条件での窒素ガスの一次系への流入を仮定した。また、事後解析により、窒素ガス挙動等に対する RELAP5/MOD3.3 コード^[2]の予測性能を検証した。

2. 実験及び解析の主な条件 実験では、一次冷却材喪失を模擬するため、低温側配管側部の破断口は 0.2%破断相当のサイズとし、内径 4.6mm の薄刃オリフィスを使用した。蒸気発生器(SG)主給水喪失と低温側配管破断を同時に模擬して実験を開始した。運転員の操作遅れを考慮した AM 策の条件として、実験開始から 20 分で SG 逃し弁を開放した二次側減圧と SG 二次側への補助給水を仮定した。また、一次系圧力の低下率が小さい場合、加圧器逃し弁を開放し、その効果を検討した。解析では、LSTF の一次系・二次系をモデル化するとともに、9 種類 141 本の SG 伝熱管を 9 本で模擬し、SG 伝熱管の流れ方向に細かく分割した並行流チャンネルモデルを適用した。

3. 実験及び解析の主な結果 SG 二次側減圧開始後、SG 二次側圧力に従い一次系圧力は低下し、ACC が作動した。しかし、窒素ガスの一次系への流入による凝縮熱伝達低下の影響により、SG 二次側圧力に比べて一次系圧力の低下率が小さくなった(図 1)。また、SG 伝熱管群において、ACC 作動終了後の窒素ガスの蓄積率の違いから水位低下率が異なる等、非一様な流動挙動を示した(図 2)。一次系減圧を促進させるため、加圧器逃し弁を開放することにより、低水頭ポンプが作動可能な 1MPa 以下に低下した。このとき、二相自然循環が継続し、炉心露出は生じなかった。一方、RELAP5 コードは、主な熱水力挙動の全体の傾向について概ね予測したが、窒素ガス流入後の一次系圧力や SG 伝熱管の水位等は十分予測できなかった(図 1 及び 2)。

4. 結言 PWR 全電源喪失時に一次冷却材喪失を伴う事象を窒素ガスの一次系への流入を仮定して模擬した ROSA/LSTF 実験により、AM 策としての SG 逃し弁開放による二次側減圧と加圧器逃し弁の開放による一次系減圧の有効性を確認した。また、RELAP5/MOD3.3 コードによる事後解析を通じて、窒素ガス流入後の一次系圧力や SG 伝熱管の水位等の予測に課題があることが分かった。

参考文献

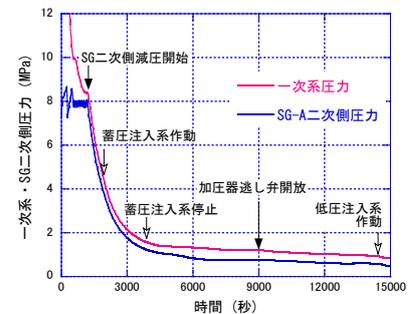
[1] The ROSA-V Group, JAERI-Tech 2003-037 (2003).

[2] USNRC, RELAP5/MOD3.3 code manual, NUREG/CR-5535/Rev.1 (2001).

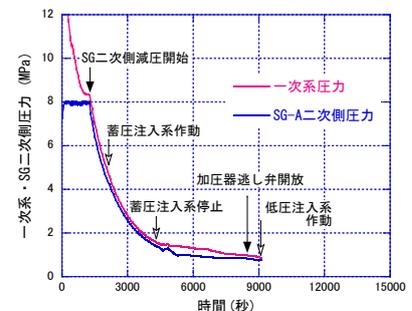
本研究は、原子力規制委員会より受託した「平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費(軽水炉の事故時熱流動調査)事業」の一部として実施した。

*Takeshi Takeda¹, Iwao Ohtsu¹

¹Japan Atomic Energy Agency

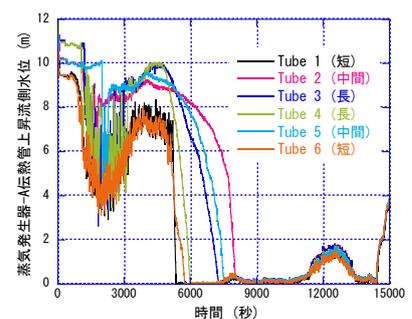


(a) 実験結果

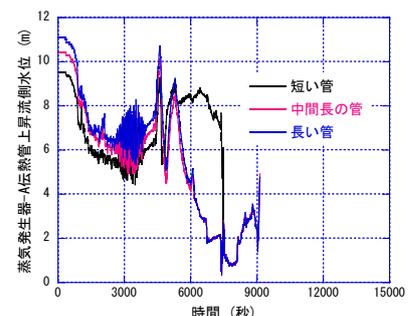


(b) 解析結果

図 1 一次系・SG-A 二次側圧力



(a) 実験結果



(b) 解析結果

図 2 SG-A 伝熱管上昇流側水位

ダウンカマ相間摩擦に係る RELAP5 モデルの検証

(1)個別効果実験を用いた検証解析

Verification of RELAP5 model on downcomer interface friction

(1)Verification analysis with separate effect tests

*鳥毛 俊秀¹, 木下 郁男¹

炉心水位への影響が大きい現象の一つであるダウンカマ相間摩擦について、RELAP5 に組み込まれた物理モデルの模擬性能検証の一環として、ダウンカマ沸騰に係る個別効果実験を対象とした解析を実施した。

キーワード：RELAP5、ダウンカマ、相間摩擦

1. 緒言 ダウンカマ相間摩擦はダウンカマ水位を通じて炉心水位に影響を与えるため、LOCA 解析において重要度の高い現象である。本研究では、ダウンカマ相間摩擦に係る RELAP5 モデルの模擬性能を検証する一環として、ダウンカマ沸騰に係る個別効果実験を用いた解析を実施した。

2. 個別効果実験 KAERI にて実施された低圧 DVI 条件下でのダウンカマ沸騰 (DOBO) 実験[1]を解析対象とした。実験装置の断面形状は矩形であり、4 辺のうち 1 辺は加熱壁として原子炉容器壁からダウンカマへの伝熱を模擬している。軸方向に沿って 7 つの水位計測区間に分割されており、各区間の平均ボイド率が取得可能である。実験装置に設けられたガラス窓から実験装置内の流況が観察されており、加熱壁と反対側の領域では注入された ECC 水が下降している。一方の加熱壁側では、加熱壁からの入熱による温度上昇および発生蒸気との相間摩擦のため液相は上昇流となっており、実験装置内には循環流が生じている。

3. 実験解析 ダウンカマ相間摩擦に係る RELAP5 モデルの検証を行うため、図 1 に示すダウンカマを並行 2ch 化したノーディングを用いて、DOBO 実験の解析を実施した。RELAP5 解析において並行 ch の全軸方向位置をクロスフロー接続すると、実験では加熱壁付近にしかほとんど存在しない気泡がバルク領域まで移動してしまい、加熱壁側およびその反対側の水位が同じになるとともに、実験で観察された循環流が生じない。このため、ダウンカマ沸騰に係る文献[2][3]の知見を参考に、バルク領域への気泡の移動を防止し循環流を模擬する目的で、クロスフロー接続位置は頂部と底部のみとしている。以上のノーディングによる解析を実施し、得られたボイド率を実験結果と比較することで、RELAP5 モデルの模擬性能を検証する。検証の実施および RELAP5 モデルの差異による影響評価は今後の課題である。

参考文献 [1] B. J. Yun et al., “Downcomer boiling phenomena during the reflood phase of a large-break LOCA for the APR1400”, Nuclear Engineering and Design 238 (2008) 2064–2074. [2] D. W. Lee et al., “Experiment and RELAP5 analysis for the downcomer boiling of APR1400 under LBLOCA reflood phase”, Nuclear Technology 153 (2006) 175–183. [3] D. J. Euh et al., “Performance evaluation of the safety analysis codes for subcooled boiling in a nuclear reactor downcomer during the late reflood phase of an LBLOCA”, Nuclear Technology 164 (2008) 368–384.

*Toshihide Torige¹, Ikuro Kinoshita¹

¹Institute of Nuclear Safety System, Inc.

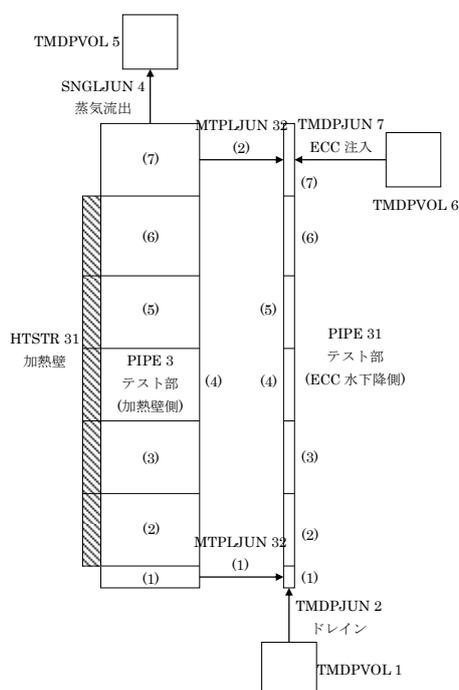


図 1 DOBO 実験解析ノーディング

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

[3K05-09] Thermal Hydraulics Extension

Chair: Kenichi Katono (HGNE)

Wed. Mar 29, 2017 10:40 AM - 12:00 PM Room K (16-306 Building No.16)

[3K05] Highly efficient cooling of high-temperature body using nanofluid

*Yutaro Umehara¹, Tomio Okawa¹, Koji Enoki¹ (1. UEC)

10:40 AM - 10:55 AM

[3K06] Effects of nanoparticle layer peeling on boiling heat-transfer of nanofluids

*Yosuke Watanabe¹, Tomio Okawa¹, Koji Enoki¹ (1. The University of Electro Communications)

10:55 AM - 11:10 AM

[3K07] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

*Hide Okada¹, Shunsuke Uchida¹, Masanori Naitoh¹, Nobuyoshi Tuzuki¹, Hiroshige Kikura² (1. The Institute of Applied Energy, 2. Tokyo Institute of Technology)

11:10 AM - 11:25 AM

[3K08] Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

*Shunsuke Uchida¹, Hide Okada¹, Masanori Naitoh¹, Nobuyoshi Tuzuki¹, Hiroshige Kikura² (1. The Institute of Applied Energy, 2. Tokyo Institute of Technology)

11:25 AM - 11:40 AM

[3K09] Study on Air Ingress Phenomena during a Depressurization Accident of VHTR

*Tetsuaki Takeda¹, Yudai Tanaka¹ (1. University of Yamanashi)

11:40 AM - 11:55 AM

ナノ流体による高温物体の超高速冷却

Highly efficient cooling of high-temperature body using nanofluids

*梅原 裕太郎¹, 榎木 光治¹, 大川 富雄¹

¹電気通信大学

ナノ流体中に高温物体を浸漬すると、表面にナノ粒子層が形成される。この結果、純水の場合と比較してCHFが増加する他、通常は膜沸騰となる過熱度域でも高熱流束徐熱が可能となる。これらは、事故時の原子炉緊急冷却を行う際の冷却液として、優れた特性と考えられる。

キーワード：クエンチング、ナノ流体、IVR、膜沸騰

1. 緒言

福島第一原子力発電所での事故以降、原子炉の安全性の向上に対する要求は高まっている。特に、燃料溶融を伴うシビアアクシデントへの対策が多く講じられている。対策の一つに、溶融燃料を原子炉容器内に保持する方策 (IVR) がある。IVRの冷却液は、通常は水である。本研究では、CHFが水よりも高いナノ流体を試験流体として⁽¹⁾、沸騰熱伝達特性を実験的に調べる。複雑な過渡変化の中で炉容器が高温となる場合も想定して、広い過熱度域で冷却性能を調べる。

2. 実験方法

実験装置の概略を Fig.1 に、試験体の写真を Fig.2 に示す。実験では、電気炉で試験体を 1000℃ まで加熱した後、冷却液中に浸漬した。各試験体で、これを 5 回繰り返した。試験体は直径 15mm、高さ 30mm の SUS304 製円柱で、壁面から 1.3mm 及び 7.5mm (中心部)、深さ 15mm の位置に、熱電対を設置して温度計測を行った。実験条件としては、冷却液は純水とナノ流体 (粒子材料: シリカ, アルミナ, 二酸化チタン) の 4 種類、サブクール度は 20, 50, 70K の 3 種類、浸漬回数は 5 回とした。ナノ流体は、蒸留水とナノ粒子を超音波洗浄機に入れ、3 時間攪拌したものを使用した。

3. 実験結果

Fig.3(a),(b)は、純水とシリカナノ流体での冷却の様子を表した沸騰曲線である。水の場合、過熱度の減少とともに、膜沸騰、遷移沸騰、核沸騰と移行し、CHFに対応するピークが1つ形成される。一方、シ

リカナノ流体の2回目以降では、2つのピークが形成されている。高過熱度域のピークは、気泡微細化沸騰に関係すると考えられるが、純水の実験では形成されなかった。一方、低過熱度域のピークは純水と類似しているが、浸漬回数の増加とともに、CHFが向上している。観察結果によれば、シリカナノ流体の場合、高過熱度域でもクエンチフロントの上部に明確な蒸気膜は形成されず、大気泡に間欠的に覆われるとともに、試験体表面が濡れと乾きを繰り返しているようであった。シリカナノ流体では、CHFが大きく向上するとともに、仮に局所的な炉容器外壁温度の上昇が生じた場合でも高熱流束冷却を維持できる。これらは IVR 冷却液として優れた特徴と考えられる。

謝辞

第 25 回鉄鋼研究振興助成受給結果による。

参考文献

[1] G. Dewitt, et al. Eng. Tech. Vol.45, No. 3, pp. 335-346(2013).

*Yutaro Umehara¹, Koji Enoki¹ and Tomio Okawa¹

¹The University of Electro-Communication.

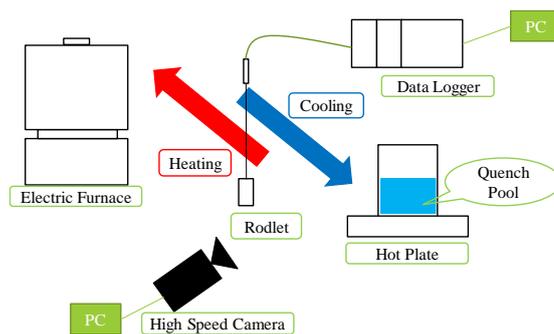


Fig.1 Schematic diagram of experimental apparatus

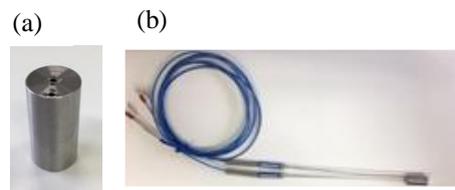


Fig.2 Test piece: (a) Overview, (b) With thermocouple

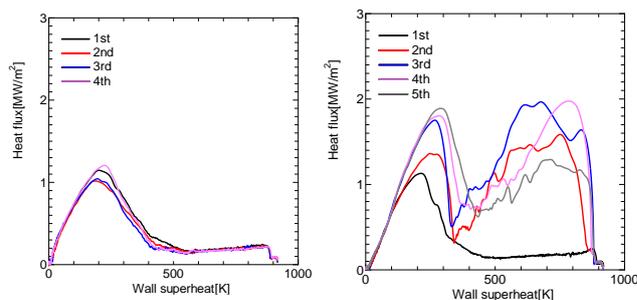


Fig.3 Boiling curves (a) pure water, (b) silica nanofluid of 0.4 kg/m³ at $\Delta T_{sub} = 20$ K

ナノ流体沸騰熱伝達に及ぼすナノ粒子層の剥離の影響

Effects of nanoparticle layer peeling on boiling heat-transfer of nanofluids

*渡辺 陽介¹, 榎木 光治¹, 大川 富雄¹

¹電気通信大学

ナノ流体の沸騰熱伝達では、伝熱面上に形成されるナノ粒子層により熱伝達率や CHF が変化する。本研究では、ナノ粒子層が剥離した場合の熱伝達性能の変化を実験的に調べた。ナノ粒子層の剥離が進むと、剥離前と比較して、熱伝達率は向上するが、CHF は低下する傾向があることを示した。

キーワード：ナノ流体，沸騰熱伝達率，CHF，ナノ粒子層，プール沸騰

1. 緒言

ナノ流体中の沸騰では、伝熱面上にナノ粒子層が形成されるため、伝熱面の表面性状が変化するとともに CHF が向上する^{[1],[2]}。このため、緊急時の原子炉冷却手法の1つとしてナノ流体を冷却液として用いる技術が注目されている。ナノ粒子層が CHF に影響を与えていると仮定するならば、ナノ粒子層が剥離した場合を想定する必要があるが、調査はほとんどされていない。本研究では、粘着テープを用いて意図的にナノ粒子層を剥離させ、剥離が沸騰熱伝達及び CHF に及ぼす影響を実験的に検討する。

2. CHF 測定方法

図1に示す実験装置の沸騰容器内に、ナノ粒子を十分によく分散したナノ流体（粒子材質：TiO₂、Al₂O₃、SiO₂、濃度：0.4kg/m³）を投入する。この後、熱流束 650kW/m² で飽和沸騰を 1hr 継続し、ナノ粒子層を伝熱面上に形成させた。なお、伝熱面の材質は銅であり、直径は 20mm とした。伝熱面にナノ粒子層を形成した後、粘着テープを用いてナノ粒子層を剥離させた。その後、沸騰容器に蒸留水を入れ、熱流束を徐々に増加させていき、沸騰曲線を得るとともに、銅ブロック内の温度が急上昇した点を CHF と判定した。

3. 実験結果及び考察

CHF 測定実験で得られた、代表的な2つのグラフを図2、図3に示す。図2は、伝熱面に形成されたナノ粒子層を剥がさずに行った沸騰実験の結果である。3種のナノ粒子材質で、CHF の向上率は約 60%と同程度であるが、壁面過熱度 ΔT_w の違いは認められた。TiO₂ は、Al₂O₃ 及び SiO₂ と比較して、伝熱面に堆積するナノ粒子の堆積量 M_0 が多く、かつ粒子クラスターのサイズも最大であった。他の2種に比べて熱を放出しにくく、図2では ΔT_w が最も高くなったものと推察される。

図3は、Al₂O₃ のナノ流体で、ナノ粒子層の剥離の程度により CHF 測定結果がどのように変化するかを調べた結果である。ここで、 M は、粘着テープを用いてナノ粒子層を剥がした後に伝熱面上に残在するナノ粒子の質量であり、 M/M_0 はナノ粒子の残存率を表す。本図より、Al₂O₃ では、ナノ粒子層の剥離が進むにつれて、CHF が劣化し、同時に壁面過熱度 ΔT_w も低下した。特に、 $M/M_0 \approx 0.1$ でナノ粒子層が激しく剥離した条件では、純水の場合よりも高い熱伝達率が計測されている。加えて、CHF は低下傾向ではあるものの、純粋の場合よりは高い値を維持している。

謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP26420140 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] T. Okawa, et al., Int. J. Heat Transf., **55**, 2719-2725 (2012).

[2] S. J. Kim, et al., Int. J. Heat Transf., **50**, 4105-4116 (2007).

*Yosuke Watanabe¹, Koji Enoki¹ and Tomio Okawa¹

¹University of Electro-Communications.

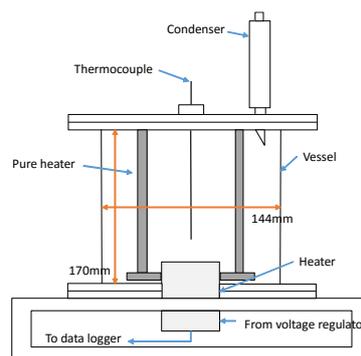


図1 実験装置の概略

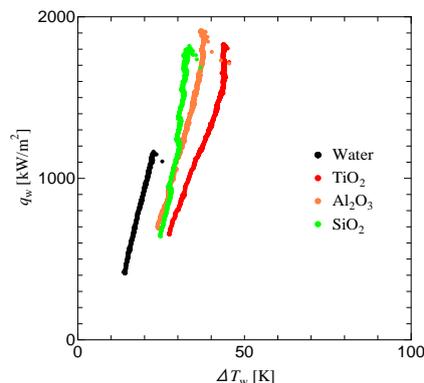


図2 純水及びナノ流体の沸騰曲線 (剥離無し)

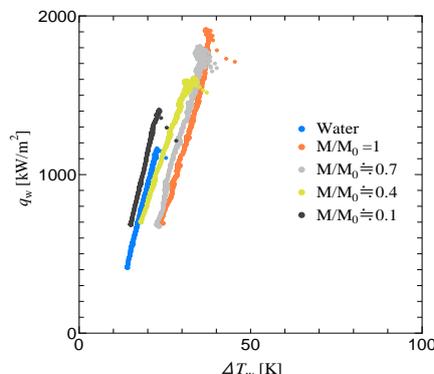


図3 ナノ粒子層が剥離した場合の沸騰曲線 (Al₂O₃)

リスク評価に基づく検査および保全戦略

(1) 深層防護レベル4を対象としたリスク評価に基づく検査

Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

(1) Risk Based Inspection for Major Phenomena for the Level 4 of the “Defense in Depth”

Concept

*岡田 英俊¹, 内田 俊介¹, 内藤 正則¹, 都築宣嘉¹, 木倉宏成²

¹エネ総研、²東工大

原子炉構造の損傷リスク最小化の可能なリスクベース検査および保全についての一つのアプローチ法を提案する。特に、深層防護レベル4を念頭に、常用系以外の機器についても評価し、総合的にプラント安全に資する。

キーワード: 原子力発電プラント、構造材、信頼性、リスク、検査

1. 緒言

原子炉構造の損傷発生確率と損傷時のプラントに及ぼす影響の大きさより損傷リスクを定義し、損傷リスクを最小の保つための検査箇所を選定法を紹介すると共に、当該個所の検査、保全によるリスク軽減効果を定量的に評価して、本法適用によるプラント信頼性向上効果を示す。特に、深層防護レベル4を念頭に、常用系以外の機器についても評価し、総合的にプラント安全に資する。

2. リスク予測に基づく検査

構造材の損傷は、主として構造材と冷却水の相互作用の結果として顕在化する(図1)[1]。配管減肉速度、応力腐食割れき裂進展速度などを数式化し、定量的な予測が行われているが、現状では、材料あるいは水化学因子の定量化における不確かさの結果、減肉速度あるいはき裂進展速度の不確かさが大きい。これらの不確かさを考慮して、損傷の進展を解析し、大きな損傷に至る時間とその影響度を評価し、重要箇所を予測し、その結果に基づいて検査箇所を選定する[2]。

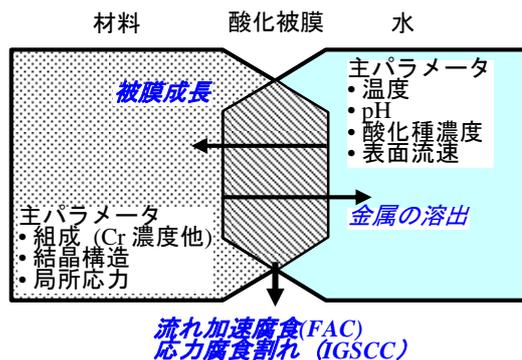


図1 材料と水の相互作用

3. 検査と予測の融合

予測で指摘した箇所を優先的に検査し、減肉量、き裂進展量を定量化することで、予測の再不確かさが校正可能となる。これを予測モデルにフィードバックすることにより、予測の不確かさの要因となる主要因子の不確かさを縮小することができ、より正確な予測が期待される。こうしたサイクルを回すことにより、プラントの安全性、信頼性の向上が期待できる(図2)。

4. まとめ

本発表では、レジリエンス評価に基づき、非常用系の材料も含めた構造材の損傷が原子炉の安全性に及ぼす損傷も定量化可能とすると共に、予測と検査の融合の基本的な考え方を示す。

参考文献 [1] S. Uchida, et al., Power Plant chemistry, *Power Plant Chemistry*, **18** (6), 288 (2016).

[2] H. Suzuki, et al., *Nucl. Technol.*, **183** (Aug), 194 (2013).

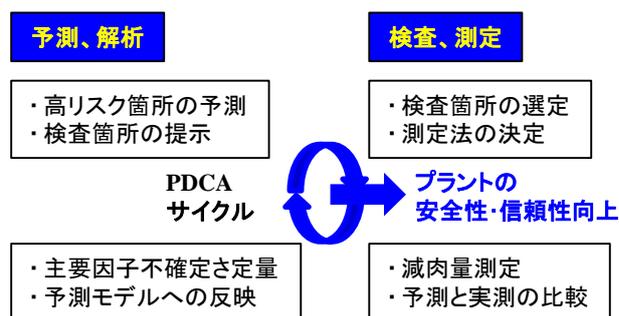


図2 予測と検査の融合によるプラントの安全性、信頼性向上

Hidetoshi Okada¹, Shunsuke Uchida¹, Masanori Naitoh¹, Nobuyoshi Tsuduki¹ and Hironari Kikura²,

¹ Institute of Applied Energy, ² Tokyo Institute of Technology

リスク評価に基づく検査および保全戦略

(2) FAC を起因事象としての事例評価

Risk Based Strategies for Inspection and Maintenance of Nuclear Power Plants

(2) An Example for Risk Based Inspection for the Events Originating FAC Related Causes

*内田 俊介¹, 岡田 英俊¹, 内藤 正則¹, 都築宣嘉¹, 木倉宏成²

¹エネ総研、²東工大

予測と検査の融合により、リスク評価に基づき、膨大な検査対象箇所を絞り込み、検査の合理化と検査結果に基づく予測の精度向上の重畳を同時に達成できる。配管減肉に事例に、その有効性を評価した。

キーワード：原子力発電プラント、構造材、信頼性、リスク、検査

1. 緒言

リスクベース検査および保全の例として、配管減肉に関わる機器、配管の検査箇所の選定とその有効性を評価した。配管減肉は、主としてプラント停止時の UT による肉厚測定が中心となるが、当該箇所が膨大であるため、リスク評価に基づいて重点検査箇所を絞り込むことが重要である。また、検査に基づく損傷リスク低減効果を定量的に評価した。特に、深層防護レベル4を念頭に、常用系以外の機器、配管についても評価し、総合的にプラント安全に資する。

2. 配管減肉及びそのリスクの予測

配管減肉速度予測式では、これまで約ファクター2の精度で減肉が予測できることを示した(図1)[1]。減肉速度予測の不確かさが増大すると、予測される交換時期あるいは必要な対応時期が早まる。

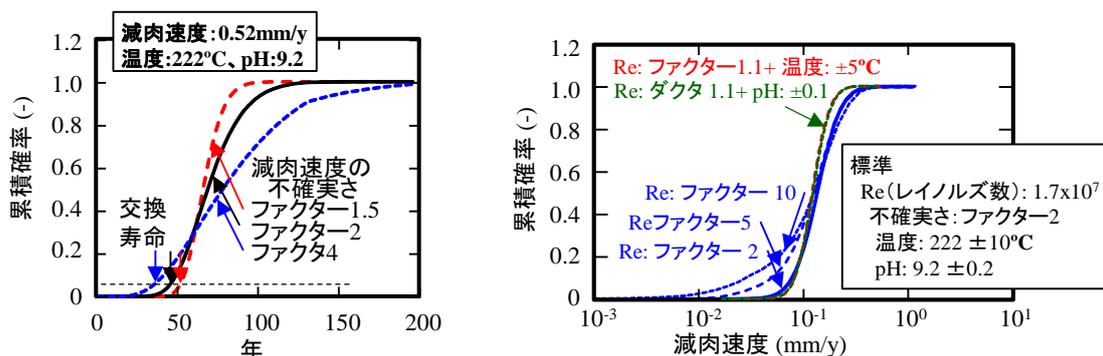


図1 減肉速度の不確かさの交換寿命へ影響 図2 主要因子の不確かさの減肉速度へ影響

3. 予測と検査の融合

検査の結果、減肉量が定量化できると、測定結果に基づき、減肉を支配する流動、材料、水化学の各因子の見直し、再評価が可能となり、予測精度の向上が図られる。予測精度は、比較的定量化の容易な水化学因子(温度、pH)、材料因子(Cr濃度)に対し、定量化の困難な局所的な流動の乱れ、編流因子の評価精度への依存性が大きい。図2には、減肉速度の主要因子の不確かさ依存性を示す。減肉速度は、材料表面の物質移行係数、特に物質移行係数を支配する編流(局所的なReで定量化する)に対する依存性が大きく、測定の結果の吟味の結果、当該部位の編流に対する予測精度が改善され、減肉速度の予測精度が向上し、交換時期の予測精度が向上して、プラントの安全性信頼性向上に寄与することが期待できる。

4. まとめ

主要因子の不確かさの伝播解析と減肉の確率解析を主対象に、予測と検査の融合の事例を示す。

参考文献 [1] H. Suzuki, et al., *Nucl. Technol.*, **183** (Aug), 194 (2013).

[2] S. Uchida, et al., *Power Plant chemistry, Power Plant Chemistry.*, **18** (6), 288 (2016).

Shunsuke Uchida¹, Hidetoshi Okada¹, Masanori Naitoh¹, Nobuyoshi Tsuduki¹ and Hironari Kikura²,

¹ Institute of Applied Energy, ² Tokyo Institute of Technology

超高温ガス炉減圧事故時の空気浸入挙動の研究

(1) 炉内における多成分気体混合現象の考察

Study on Air Ingress Phenomena during a Depressurization Accident of VHTR

(1) Investigate on Mixing Process of Multicomponent Gases in a Reactor

*武田 哲明¹, 田中 裕大¹

¹山梨大大学院

第四世代原子炉の一つである超高温ガス炉の減圧事故時には、配管破断により、空気が浸入する場合を想定しなければならないが、この時、破断口の位置、形状、及び炉内構造に依存して、空気浸入に伴う多成分気体の混合現象を実験と解析により考察した結果を報告する。

キーワード: VHTR, 減圧事故, 空気浸入, 多成分気体混合, 自然対流, 分子拡散

1. 緒言

超高温ガス炉の原子炉設計を行う際に想定事象の一つである一次冷却系配管破断時の空気浸入事象においては密度の異なる気体の混合現象が生じる。この混合現象は原子炉内の高温高圧のヘリウムガスが格納容器内に破断口から噴出し、原子炉内外の圧力が均圧した後、多成分気体の分子拡散と局所的な自然対流及び原子炉内を一巡する混合気体の自然循環流であるとされているが、これらの現象が重畳する場合の気体混合過程を詳細に調べておくことは、今後の超高温ガス炉の安全設計に関し、安全裕度を確定する上で重要である。

2. 破断口位置及び炉内構造物による現象の考察

高温工学試験研究炉に代表されるような原子炉の下部に一次冷却系配管が位置する場合に配管が破断すると一般的には破断口上部の炉内には密度の小さい気体が、破断口下部には密度の大きい空気とヘリウムの混合気体が存在するため、炉内外が均圧後、直ちに混合気体が浸入する可能性は低い。この場合、炉内流路は逆U字型を構成するが、単純な流路の場合、高温側が並列流路の場合、局所的に自然対流が発生している場合について、実験及び数値解析を行い、黒鉛が酸化する場合についても考察してきた[1-6]。更には、密度の異なる2成分気体を用いて、全体として逆U字型流路を構成する鉛直矩形流路の一方の流路を加熱冷却し、密度の小さい成分気体の自然対流を発生させ、下部から密度の大きい成分気体が分子拡散により移動する場合において、局所的な自然対流や2成分気体の分子拡散係数が気体の混合過程に及ぼす影響を調べ[7]、図1に示すように自然循環流が発生した後、頂部からヘリウムガスを注入して自然循環流を停止させてから、流路内を一巡する混合気体の自然循環流が再発生するまでの持続時間について報告してきた。ここでは、超高温ガス炉の減圧事故時における炉内への空気浸入挙動をこれまでの研究から気体の混合現象と自然循環流の発生までを考察し、さらに原子炉測部に一次冷却系配管が位置する場合についての実験概要と気体混合現象を考察した結果を報告する。

参考文献 [1] T. Takeda and M. Hishida, *Nucl. Eng. Des.*, **135**, 341 (1992), [2] *Int. J. of Heat and Mass Transfer*, **39**, 527 (1996), [3] *Nucl. Eng. Des.*, **200**, 251 (2000), [4] T. Takeda, et al., *Nucl. Eng. Des.*, **240**, 2443 (2010), [5] *Nucl. Eng. Des.*, **271**, 417 (2014), [6] *Nucl. Eng. Des.*, **306**, 108 (2016), [7] Proc. of HTR 2016-18632

*Tetsuaki Takeda¹ and Yudai Tanaka¹

¹University of Yamanashi.

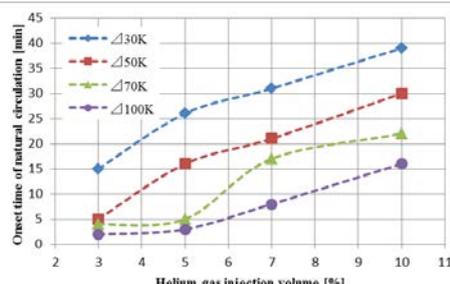


図1 自然循環流の再発生時間

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

[3K10-15] Two-Phase Flow and Phase Change 3

Chair: Shinichiro Uesawa (JAEA)

Wed. Mar 29, 2017 2:45 PM - 4:20 PM Room K (16-306 Building No.16)

[3K10] Characteristics of bubble production in subcooled flow boiling

*Tomio Okawa¹, Kazuhiro Kaiho¹, Shintaro Sakamoto¹, Koji Enoki¹ (1. UEC)

2:45 PM - 3:00 PM

[3K11] Detailed temperature measurement of natural convective subcooled boiling in a narrow gap between a cylindrical heater and a flat plate

*Mao Takeyama¹, Tomoaki Kunugi¹, Zensaku Kawara¹, Takehiko Yokomine¹, Takano Kenji¹ (1. Kyoto University)

3:00 PM - 3:15 PM

[3K12] Effects of bubble lift-off velocity in numerical analysis of subcooled flow boiling

*Shintaro Sakamoto¹, Kazuhiro Kaiho¹, Koji Enoki¹, Tomio Okawa¹ (1. UEC)

3:15 PM - 3:30 PM

[3K13] Fundamental study on critical heat flux in tight lattice core of Reduced-moderation Boiling Water Reactor

*Sho Tanabe¹, Masatoshi Kondo², Minoru Takahashi² (1. Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology)

3:30 PM - 3:45 PM

[3K14] Study on CHF Prediction Using Transient Film Dryout Model for Upward Flow in Vertical Tube

*Ryo Okano¹, Shinnichi Morooka¹ (1. Cooperative Major in Nuclear Energy, Graduate School of Advanced Science and Engineering, Waseda University)

3:45 PM - 4:00 PM

[3K15] Numerical simulation of steam injection experiment into closed vessel

*Yoichi Utanohara¹, Michio Murase¹, Yasunori Yamamoto¹ (1. INSS)

4:00 PM - 4:15 PM

サブクール沸騰中における気泡生成特性

Characteristics of bubble production in subcooled flow boiling

*大川 富雄¹, 海保 和宏¹, 坂本 新太郎¹, 榎木 光治¹

¹電気通信大学

強制対流サブクール沸騰では、様々なサイズの気泡が生成されるが、気泡径分布に関する知見は少ない。本研究では、可視化実験により気泡径分布の詳細計測を実施するとともに、無次元相関式を開発した。

キーワード：強制対流サブクール沸騰、気泡径分布、相関式、発泡核密度、気泡生成周期

1. 緒言

強制対流サブクール沸騰の詳細解析では、発泡核で生成される気泡の径 d_i が必要となる。ここで、 d_i は一般に一定ではないが、その分布に関する知見は少ないため、平均値のみを相関式で与える場合が多い[1-3]。本研究では、可視化実験により d_i の分布を計測するとともに、無次元相関式を開発する。

2. 気泡径分布相関式の開発

実験装置は Kaiho ら[4]と同様である。試験流体は大気圧の水で、流動方向は鉛直上向き、質量流束、入口サブクール度、熱流束を実験パラメータとした。透明伝熱面を用いて伝熱面の裏側から観察することで、気泡生成から発泡核を離脱して凝縮により消滅するまでの気泡径の時間変化を、計測領域内で形成されるすべての気泡について計測した。実験の結果、発泡核によって生成される気泡の径は大きく異なり、また、同一発泡核で生成される気泡の中でもサイズのばらつきは無視できないことがわかった。このため、各発泡核における平均気泡径（発泡核気泡径） $d_{ave,i}$ の全発泡核に対する平均値 \bar{d}_i と標準偏差 $\sigma_{\gamma,i}$ 、及び各発泡核における気泡径の標準偏差 $\sigma_{\gamma,i}$ の3つに対して、以下に示す無次元相関式(1)~(3)を開発した。

$$\bar{d}_i / \delta = 4.89 \times 10^3 Ja^{0.475} Re^{-0.676} \Theta^{-0.925} \quad (1), \quad \bar{\sigma}_{\gamma,i} / \bar{d}_i = 0.0065 Ja \quad (2), \quad \sigma_{\gamma,i} = 0.454 d_{ave,i} \quad (3)$$

ここで、気泡径分布はガンマ分布に従うと仮定した。また、 δ は過熱液相厚さ[5]、 Ja はJacob数、 Re はReynolds数、 Θ は無次元サブクール度である。図1に示すように、上記相関式は本実験で得られた気泡径分布の変化傾向をよく再現している。式(2)より、発泡核間での気泡径のばらつきは Ja の増加とともに顕著になること、式(3)より、各発泡核での気泡径の標準偏差は平均気泡径の半分程度に及ぶことがわかる。

3. 蒸気生成量の評価法

サブクール沸騰域では、壁面熱流束が蒸気生成と液相の温度上昇の両方に使われる。このため、ボイド率予測を行う上で、蒸気生成量を正確に評価する必要がある。蒸気生成量の評価では、発泡核離脱時気泡径 d_{dep} の他、発泡核密度 N_s と気泡生成周期 f_b に関する相関式が必要となる。 N_s と f_b を計測したところ、 N_s は Hibiki ら[6]、 f_b は Yeoh ら[3]のモデルと変化傾向がよく一致することがわかった。

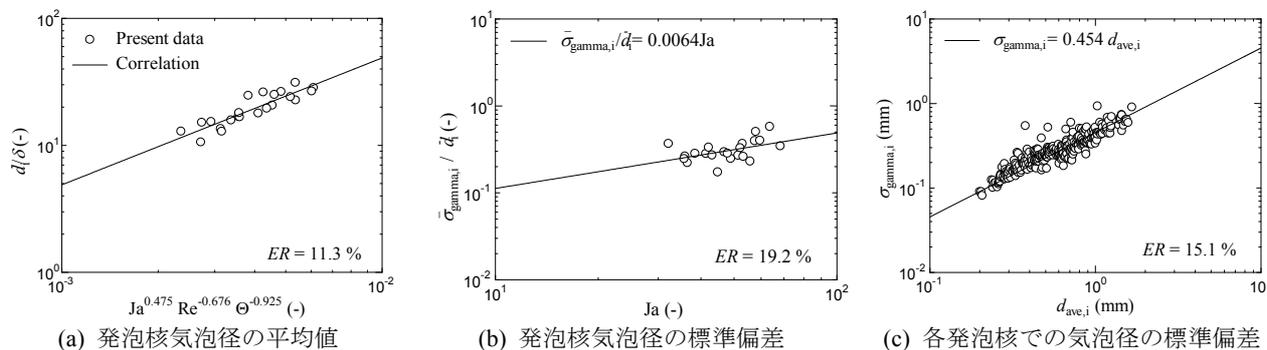


図1 気泡径分布相関式

参考文献 [1] N. Kurul, et al., *9th Int. Heat Transf. Conf.*, 1-BO-04 (1990). [2] I. Kljenak, et al., *Heat Mass Transf.* 42, 552 (2006). [3] G. H. Yeoh, et al., *Int. J. Heat Mass Transf.* 75, 754 (2014). [4] K. Kaiho, et al., *Int. J. Heat Mass Transf.* (in press). [5] T. Okawa, et al., *Nucl. Eng. Des.* 237, 1016 (2007). [6] T. Hibiki, et al., *Int. J. Heat Mass Transf.* 46, 2587 (2003).

謝辞 本報告は原子力規制庁からの委託「平成28年度低圧時サブクール沸騰挙動解明試験」にて実施した成果です。

*Tomio Okawa¹, Kazuhiro Kaiho¹, Shintaro Sakamoto¹, Koji Enoki¹

¹University of Electro-Communications

加熱円柱と平板からなる狭隘隙間内自然対流サブクール沸騰流の詳細温度場測定

Detailed temperature measurement of natural convective subcooled boiling in a narrow gap

between a cylindrical heater and a flat plate

*竹山 真央¹, 切刀 資彰¹, 河原 全作¹, 横峯 健彦¹, 高野 賢治¹

¹京都大学

冷却水循環停止時における燃料集合体サブチャンネル内の燃料棒とチャンネルボックスの壁とで構成される狭隘な流路内の自然対流サブクール沸騰を対象とした。水プール内に単一加熱円柱と単一平板との間に幅 1 mm の隙間を設定し、その隙間内に径 25 μm 熱電対を設置して詳細温度を測定するとともに、高速度カメラで可視化観察を行い、狭隘流路内の自然対流サブクール沸騰流の熱流動挙動を把握した。

キーワード：沸騰二相流、狭隘流路、詳細温度測定、高時空間分解可視化

緒言 原子炉および使用済み燃料プールの冷却水循環停止時においては、燃料集合体サブチャンネル内で自然対流サブクール沸騰を生ずる可能性があり、その除熱効果はサブチャンネル内の二相流動挙動に大きく影響される。チャンネルボックス内のサブチャンネル流路形状は大きく分けて中央部、側壁部、コーナー部の 3 種類あるが、本研究では側壁部に着目し、その基本体系である単一燃料棒とチャンネルボックス壁の間の狭隘流路内の沸騰二相流を対象とした。

実験 ポリカーボネート製の試験容器（プール）を脱気した精製水で満たし、ヒーターを内蔵した単一金属円柱を容器上部に固定し、ポリカーボネート製平板を円柱との距離が 1 mm になるように設置して、容器内のサブクール度を調整しながら表面沸騰させた。図 1 は試験部の概略図を示しており、狭隘流路内沸騰二相流の温度を径 25 μm の熱電対で詳細に測定し、同時に高速度カメラによる高時空間分解可視化観察も行った。図 2 は加熱円柱と板の間を流れる沸騰二相流の可視化例であり、狭隘流路の幅より相当に大きな沸騰気泡が出現し、熱流動場に大きな影響を及ぼすことが分かる。サブクール度の影響や平板の有無による比較を行った。なお結果の詳細については、当日報告する。

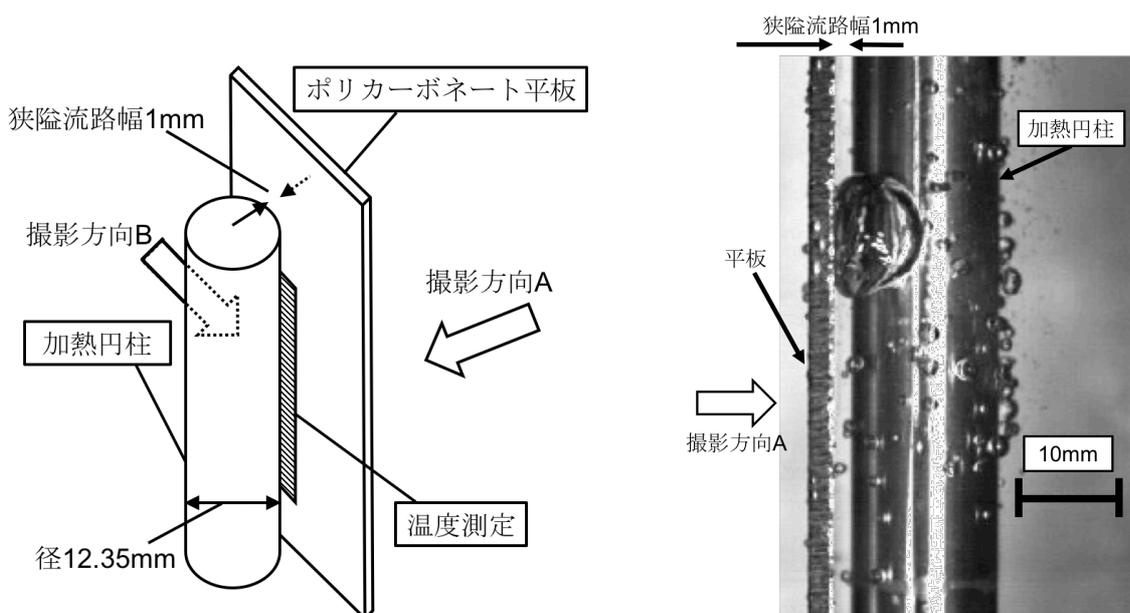


図 1. 試験部の概略図

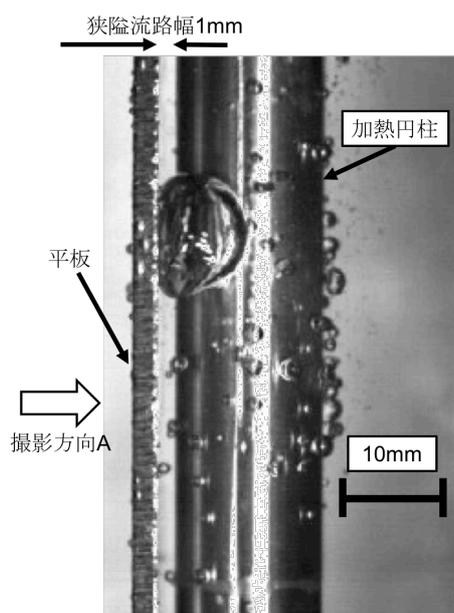


図 2. 加熱円柱と平板の間の沸騰二相流の可視化例(撮影方向 B)

*Mao Takeyama¹, Tomoaki Kunugi¹, Zensaku Kawara¹, Takehiko Yokomine¹, Kenji Takano¹,

¹Kyoto Univ.

強制対流サブクール沸騰の数値解析における気泡の伝熱面離脱速度の影響

Effects of bubble lift-off velocity in numerical analysis of subcooled flow boiling

*坂本 新太郎¹, 海保 和宏¹, 榎木 光治¹, 大川 富雄¹

¹電気通信大学

強制対流サブクール沸騰の数値解析で、気泡の伝熱面離脱速度がボイド率に与える影響を調べた。離脱速度の気泡サイズ依存性を考慮した場合と離脱速度一定とした場合で、ボイド率が大きく異なることを示した。

キーワード：強制対流サブクール沸騰，気泡追跡法，伝熱面離脱速度，気泡サイズ，ボイド率

1. 緒言

強制対流サブクール沸騰域のボイド率は、軽水炉の二相流動安定性や燃料燃焼度に影響を及ぼす。このため、ボイド率の高精度予測を目的として、いくつかの詳細モデルが提案されている[1]。ここで、サブクール沸騰域では様々なサイズの気泡が生成され、各気泡の挙動はサイズにより大きく異なる[2]。本研究では、伝熱面離脱時の気泡径分布と伝熱面離脱速度の気泡径依存性を考慮して、サブクール沸騰の数値解析を実施する。離脱速度一定としたときの解析結果と比較し、気泡離脱速度がボイド率に及ぼす影響を検討する。

2. 数値解析手法

解析体系は、Kaiho らの実施した強制対流サブクール沸騰実験[2]と同じとする。流路は矩形管で、流路壁の1面を均一加熱した。流体は大気圧の水、流動方向は鉛直上向き、熱流束は $q_w = 350 \text{ kW/m}^2$ 、入口サブクール度は $\Delta T_{sub} = 30 \text{ K}$ 、質量流束は $G = 300 \text{ kg/m}^2\text{s}$ とした。強制対流サブクール沸騰では、発泡核によって伝熱面離脱時の気泡サイズが異なる。本解析では、気泡発生の時刻、位置、気泡サイズは、同条件で取得した実験データと同じとした。気泡発生位置及び気泡サイズの実験データを Fig. 1 に示す。一方、気泡の伝熱面離脱速度は、次に示す3通りの方法で設定し、ボイド率の計算結果に及ぼす影響を調査した。

ケース a：個々の気泡にサイズに応じた速度を与える（実験相関式）。

ケース b：全気泡に体積加重平均速度 u_{vm} を与える（一定値）。

ケース c：全気泡に算術平均速度 u_{am} を与える（一定値）。

3. 解析結果と考察

Fig. 2(a)-(c)に流路断面平均ボイド率の軸方向分布を示す。また、同図下部に解析領域全体での時間平均ボイド率を示す。後者を比較すると、ケース a と b では、概ね同程度の値であるが、ケース c では、30%程度も過小評価となっている。算術平均で離脱速度を評価すると、個数の多い小気泡の影響が優勢となる。一方、気泡の伝熱面離脱速度は、気泡サイズの増加とともに減少する傾向である。したがって、ケース c では離脱速度が過大評価となるので、気泡が低温のバルク液中に速やかに移動し、凝縮が促進されるためにボイド率が過小評価されたと解釈できる。したがって、サブクール沸騰域のボイド率を正確に評価するには、伝熱面離脱時における気泡サイズと速度を高精度で予測することが必要といえる。ただし、今回の解析条件では、離脱速度を体積加重平均速度で一定としても、妥当なボイド率の評価結果となった。

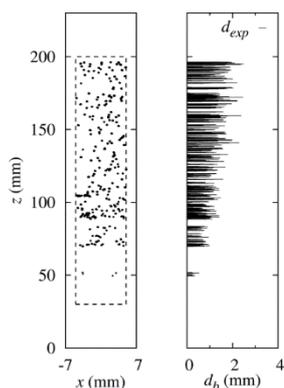


Fig. 1 Distributions of nucleation sites (left) and bubble size (right)

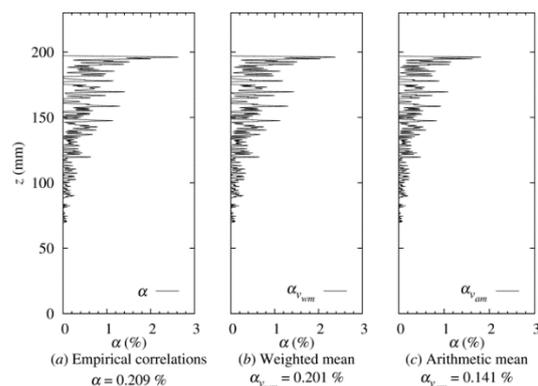


Fig. 2 The axial distributions of time-averaged cross-sectional area void fraction.

4. 結言

気泡追跡法を用いて、サブクール沸騰域のボイド率予測を実施した。高精度のボイド率予測を行うためには、気泡径分布と、気泡サイズに応じた各気泡の伝熱面離脱速度を正確に評価する必要があることを示した。

謝辞 本報告は原子力規制庁からの委託「平成 28 年度低圧時サブクール沸騰挙動解明試験」にて実施した成果です。

参考文献 [1] G. H. Yeoh, Int. J. Heat Mass Transf. 75 (2014) 754. [2] K. Kaiho et al., Int. Conf. Nucl. Eng. (2016) ICONE24-60318.

*Shintaro Sakamoto¹, Kazuhiro Kaiho¹, Koji Enoki¹, Tomio Okawa¹

¹The University of Electro-Communications

低減速沸騰水型炉稠密格子炉心の限界熱流束に関する基礎的研究

Fundamental study on critical heat flux in tight lattice core of Reduced-moderation Boiling Water Reactor

*田邊 翔¹, 高橋 実², 近藤 正聡²

¹東工大院原子核 ²東工大原子力研

低減速沸騰水型炉に用いられる稠密格子炉心においてワイヤースペーサーと、燃料・丸セルスペーサーを支えるスペーサーピンが限界熱流束に及ぼす影響を実験的に明らかにした。

キーワード: 限界熱流束, 稠密格子燃料, 低減速沸騰水型炉, 沸騰二相流, スペーサー

1. 緒言: 低減速沸騰水型炉は冷却材に軽水を選択しても稠密格子燃料を用いることで高い転換比を得ることが可能である。しかし稠密格子燃料では冷却材流路が狭まるため限界熱流束の低下が懸念される。本研究ではスペーサーが稠密格子燃料の限界熱流束に及ぼす影響を実験的に明らかにする。

2. 実験方法と装置: 図1に試験部を示す。模擬燃料には直径8mmのステンレス製のヒーターピンを使用した。ガラス管流路直径は12mmとした。大気圧下で冷却水を流しつつ通電加熱することでバーンアウトを発生させる。冷却水試験部入口のサブクール度は10°Cから30°Cの間に設定した。表面に巻きピッチ

の異なるワイヤーを取り付けた試験部と、図2に示すスペーサーピンを3段、5段取り付けた試験部、スペーサーピンを1段ごと交互に取り付けたクロス型を作成して、バーンアウトが発生する限界熱流束とクオリティの関係を評価した。

3. 結果: ワイヤーの巻きピッチを狭めると限界熱流束の値はクオリティに対してやや低下する傾向が見られた。これはワイヤーに沿って冷却水が流れ、巻き数を増やすことでワイヤー後方での淀みの影響が限界熱流束の低下につながったと考えられる。

スペーサーピンが限界熱流束に与える影響を図2、図3に示す。ワイヤーによって冷却水はスペーサーに沿った流れとなりスペーサーピンは段数を増やすことで限界熱流束の値が上昇し、また同一軸上にピンを取り付けたほうがクロス状に取り付けたときより伝熱が改善することがわかった。これはスペーサーピンが、じょう乱波流れの液膜厚さを平均化し除熱を促進するためと考えられる。

参考文献: [1] Shoji Mori, Akira Tominaga, Tohru Fukano, On the occurrence of burnout downstream of a flow obstacle in boiling two-phase upward flow within a vertical annular channel, Nuclear Engineering and Design 237 (2007) 2240–2249

*Sho TANABE¹, Minoru TAKAHASHI² and Masatoshi KONDO²

¹Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, ²Atom Research Lab, Research Laboratory for Nuclear Reactors Tokyo Institute of Technology

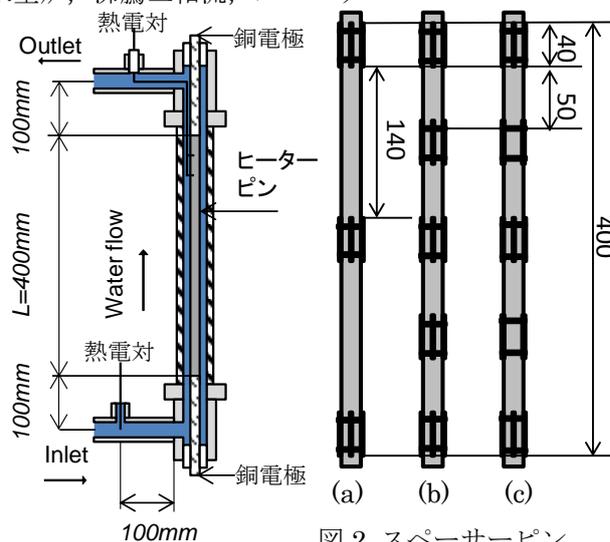


図1 ヒーターピン試験部

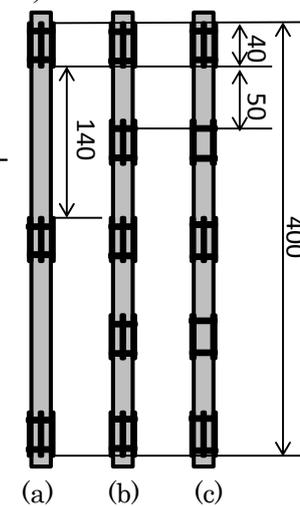


図2 スペーサーピン

(a)3段 (b)5段 (c)クロス

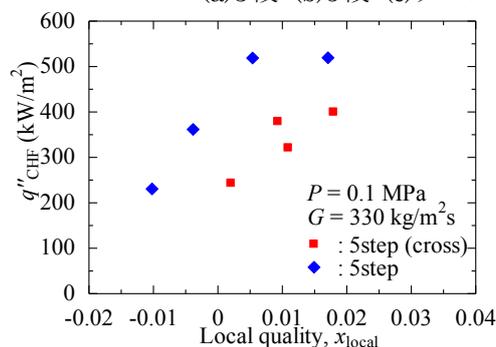


図2 スペーサーピン段数が与える影響

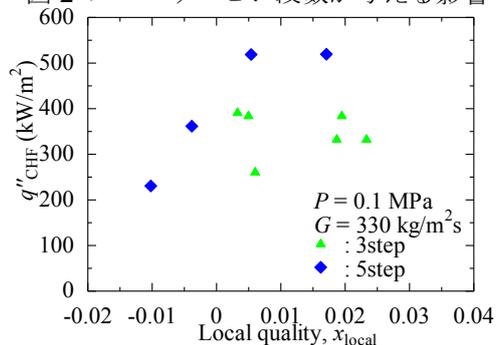


図3 スペーサーピン位置が与える影響

垂直円管上昇流での非定常液膜ドライアウトモデルを用いた 限界熱流束予測に関する研究

第一報：定常状態での保存則計算プログラムの性能評価

Study on CHF Prediction Using Transient Film Dryout Model for Upward Flow in Vertical Tube

*岡野 亮¹、師岡 慎一¹

¹早稲田大学

液膜、蒸気、液滴についての運動量・質量・エネルギー保存則を解くことによって加熱面上の液膜の厚さの時間変化を計算し、非定常状態での限界出力を予測する計算プログラムを作成し、妥当性検証の第一歩として定常状態の二相流を計算した。

キーワード：限界熱流束、BWR、液膜ドライアウト、非定常

1. 緒言

通常運転時には液相で覆われる BWR の燃料棒は、出力を増大させてゆくと液膜が消失し、燃料棒と蒸気が直接接触し合うようになる。この出力を限界出力という。限界出力を超えて出力を増大させると、燃料棒表面温度が上昇し炉心溶融につながる危険性があるため、限界出力の予測は原子炉安全上重要である。関口[1]らは環状流において液膜内沸騰による液滴発生を増加を考慮したモデルを用いて従来の計算モデルよりも正確に定常時限界出力を予測した。本研究では同モデルを用いた非定常限界熱流束計算を最終目的とし、まず計算プログラムの作成と定常状態での検証と妥当性確認を行った。

2. 解析対象および構成式、モデル

本研究では図1に示される液膜、液滴、蒸気の質量、運動量、エネルギー保存則を解くことによって各流体の体積率、温度、速度および圧力の時間変化を計算する。水単相流から環状噴霧流までを解析領域とする。環状噴霧流では液膜の厚さも計算し、液膜消失を沸騰遷移点と判断する。

2-1. 保存則の数値解析プログラム

非定常1次元1圧力3流体問題として、各保存則をスタガード格子上で離散化し、半陰解法による計算を行う。界面せん断力等が流動様式によって変化するため、単相流、二相流（気泡、スラグ、チャーン）、3流体の順にプログラムを分けて作成している。

3. 定常状態での妥当性検証

加熱部下端からサブクール水が流入する垂直円管に壁面から均一出力を与えた定常状態でのクオリティを、作成したプログラムで算出した流れ方向の流速、密度、ボイド率から予測した値（図2実線）、入口サブクール、加熱長、流量および出力といった境界条件から算出した値（図2破線）と比較した。クオリティ変化は一致している。

4. 結言

二流体（水、蒸気）までの計算は精度良く行うことができた。3流体（水、蒸気、液滴）での定常時および非定常限界出力予測が次の目標である。

参考文献

[1] 関口明弘他,日本混相流学会, Vol.28, No.2 (2014).

*Ryo Okano¹

¹ Waseda Univ.

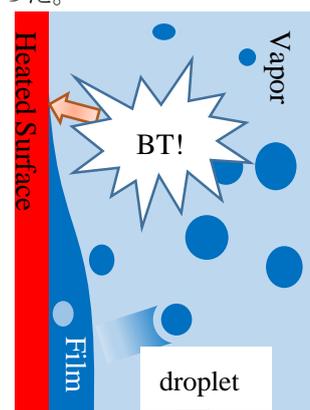


図1 計算流体および沸騰遷移

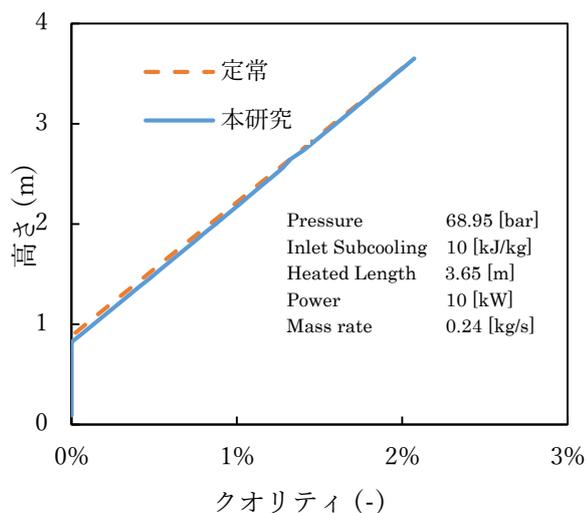


図2 クオリティ予測結果

数値シミュレーションによる閉鎖容器への蒸気吹き込み実験の再現

Numerical simulation of steam injection experiment into closed vessel

*歌野原 陽一¹, 村瀬 道雄¹, 山本 泰功¹

¹原子力安全システム研究所

冷却材喪失事故 (LOCA) 時における PWR 原子炉格納容器(CV)内部の温度過渡変化を評価するため、数値流体シミュレーション (CFD) による現象の再現を試みている。過去に実施した、CV を模擬した閉鎖円筒容器へ蒸気を吹き込む実験に対し、数値流体解析による圧力・温度の再現を試み、壁面凝縮や空間中での相変化の影響について検討した。

キーワード: 格納容器, PWR, 冷却材喪失事故, 数値解析

1. 緒言 PWR の LOCA 時における CV 健全性評価の一環として、CFD による LOCA 時の温度・圧力の予測に取り組んでいる[1-3]。これまで、適切な CFD モデルの構築のため、小型の閉鎖円筒容器に空気および蒸気を吹き込む実験を実施し[2]、CFD で再現を試みたが[3]、圧力の過大評価や温度の過小評価など空間の平均的な現象が再現できなかった。そこで、CV 内の圧力・温度変化に影響する現象として、壁面凝縮熱伝達や空間中での相変化などに注目し、それぞれモデル化した上で計算を行い実験データとの比較を行った。

2. 実験・計算条件 実験で用いた小型容器は内径 254.4 mm、高さ 300 mm の SUS304 製である。1 気圧、約 15°C の空気が充満した初期状態から 1.38 g/s、約 107°C の蒸気を 16 秒間吹き込んだ。CFD には FLUENT15.0 を用いた。計算対象は空気・蒸気 2 成分の気体単相と固体壁である。壁面へは対流熱伝達に加え、凝縮熱伝達を実験関連式[4]で考慮した。また、蒸気は常に飽和状態と仮定し、飽和蒸気圧曲線からずれると元に戻るよう蒸発・凝縮させ、空間中の各セルに質量および熱のソース項を与えた。

3. 結果 図 1 に気相圧力、図 2 に気相の質量平均温度を示す。実験では約 0.14 MPa、約 60°C まで上昇し、蒸気吹き込み終了後徐々に低下する。CFD では壁面凝縮伝熱のみを考慮した場合、空間中の相変化のみ考慮した場合、両者を考慮した場合の 3 ケースを行い実験の再現性を比較したが、両者を考慮した場合が一番実験データを再現することができた。

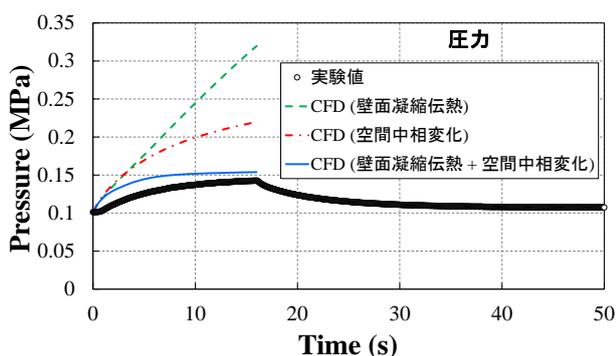


図 1 気相の圧力

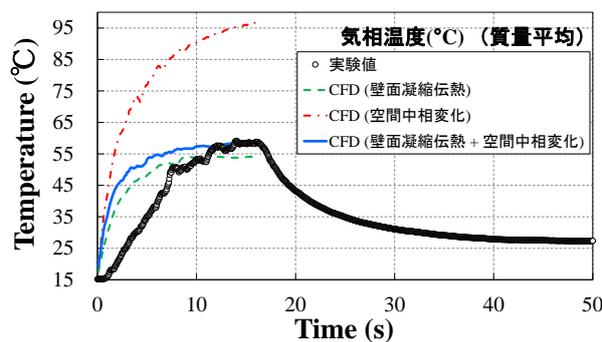


図 2 気相の質量平均温度

参考文献

[1]歌野原ら、原子力学会 2015 春の年会、H55, [2]野末ら、原子力学会 2015 春の年会、H56, [3]山本ら、原子力学会 2015 春の年会、H57, [4]柳ら、機論 B、78(786)、(2012)、pp. 363-372

*Yoichi Utanohara¹, Michio Murase¹ and Yasunori Yamamoto¹

¹Institute of Nuclear Safety System, Inc.

[3L01-05] Nuclide separation and recovery 1

Chair: Yuji Sasaki (JAEA)

Wed. Mar 29, 2017 9:30 AM - 10:45 AM Room L (16-503 Building No.16)

[3L01] Mechanistic research on various types of radionuclides with tannic acid-type organic composite adsorbents in inland water

*Yu Tachibana¹, Shin Okumura², Yasuhiro Sakate¹, Masanobu Nogami³, Tatsuya Suzuki¹, Masao Nomura², Toshitaka Kaneshiki² (1. Lab. of Radiochem., Dept. of Nuclear System Safety Eng., Graduate School of Eng., Nagaoka Uni. of Technol., 2. Research Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology, 3. Department of Electrical & Electronic Engineering, School of engineering, Kindai University)

9:30 AM - 9:45 AM

[3L02] Study on the Adsorption and Separation Behavior of Sr(II) and Y(III) Using a Silica-based CMPO Impregnated Adsorbent

*Taiga KAWAMURA^{1,2}, Tatsuya ITO¹, Seong-Yun KIM¹ (1. Tohoku University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

9:45 AM - 10:00 AM

[3L03] Evaluation in separation behavior of simulated HLLW by adsorbent with different wettability

*Kohei Nagoshi¹, Tsuyoshi Arai², Sou Watanabe³, Yuichi Sano³, Masayuki Takeuchi³, Mutsumi Sato⁴, Hiroshi Oikawa⁴ (1. Shibaura Institute of Technology, Graduate school, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency, 4. GL Sciences)

10:00 AM - 10:15 AM

[3L04] High performance manganese oxide ion-sieves for Sr²⁺ adsorption from sea water

*reiko kanda¹, qi feng², mami uchida² (1. K&A ENVIRONMENTAL SYSTEM CO.,LTD, 2. Kagawa University)

10:15 AM - 10:30 AM

[3L05] Development of separation for platinum-group metal using laser-induced photoreduction

*Morihisa Saeki¹, Hironori Ohba¹, Tomitsugu Taguchi¹, Atsuhiko Yokoyama¹, Shiho Asai², Takumi Yomogida², Yukiko Hanzawa², Nobuaki Nakashima³ (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Osaka City University)

10:30 AM - 10:45 AM

タンニン酸型有機複合吸着剤を用いた 多種多様な放射性核種の吸着脱離機構に関する基礎的研究

Mechanistic Research on Various Types of Radionuclides

with Tannic acid-type Organic Composite Adsorbents in Inland Water

*立花 優¹, 奥村 森², 坂手 康弘¹, 野上 雅伸³, 鈴木 達也¹, 野村 雅夫², 金敷 利隆²

¹長岡技術科学大学大学院 工学研究科 原子力システム安全工学専攻,

²東京工業大学 先端原子力研究所, ³近畿大学 理工学部 電気電子工学科

多種多様な金属イオンに対して高い吸着能を持つタンニン酸と典型的な陰イオン交換樹脂をメチレン架橋させると、各単体にはなかった吸着現象を発現できることを発見した。これらの複合吸着剤を用いて過酷事故により環境中に飛散する恐れのある放射性核種の吸着脱離機構を詳細に検討した。

キーワード: 有機複合吸着剤, タンニン酸, 陰イオン交換樹脂, 放射性核種, 吸着脱離機構, 陸水, クロマトグラフィー

1. 緒言

過酷事故由来の汚染水には多種多様な放射性核種が含まれることから、その除染には新しい発想に基づいた吸着剤の開発が必要不可欠である。2種類の典型的な有機系吸着剤をメチレン架橋すると単体では成し得なかった新しい吸着点が発現することを以前に報告した。¹⁾ 有機系複合吸着剤を6種類合成し、Cs, Sr, I等の模擬放射性核種に対する吸着挙動を調べた結果、陸水中において、三菱化学社製弱塩基性陰イオン交換樹脂WA30もしくは強塩基性陰イオン交換樹脂PA316とタンニン酸を複合した吸着剤が、検討した全ての元素に対して高い吸着分離特性を持つことがわかった。これらの吸着脱離機構を調べた結果を報告する。

2. 実験方法

12種類の模擬放射性核種を含む河川水を準備した。新潟県小千谷市付近の信濃川から採水した陸水である(採水日: 2015年11月5日)。室温条件下、PA316(CI形), 硫酸処理したPA316(PA316S), 硫酸処理したタンニン酸型樹脂(TAS), PA316SとTASを重量比2:1で添加した混合吸着剤、PA316SとTASを重量比2:1でメチレン架橋させた有機複合吸着剤(PA316TAS)を用いてバッチ試験を行った。参考文献(1)と同様の計算式から各元素の分配係数(K_d)を算出した。各元素の定性定量分析はICP-MS分析計(Agilent, 7700x)を用いた。

3. 結果と考察

各吸着剤に対する12種類の金属元素の K_d 値を纏めた結果を表1に示した。 K_d 値が100未満の場合、その数値を赤字で記載した。

PA316(CI形)とPA316Sの K_d 値は類似していた。スルホ基の導入によるSrやCsの K_d 値の増加が確認できなかったことからPA316のスルホン化反応の割合は極僅かと考えられる。TASはIに対して吸着能を持たなかった。これは海水系の結果と一致した。¹⁾ また、PA316SとTASを単に添加した場合とそれらをメチレン基で架橋したPA316TASを用いた場合を比較検討した。その結果、PA316TASを用いると K_d 値を飛躍的に向上できる一方、単に2種類を同時に添加するだけでは K_d 値を減少させることがわかった。これはPA316Sと僅かに溶存したTASとの間の陰イオン交換反応によるものと考えられる。

謝辞

本研究は、JSPS 科研費 若手(B) (課題番号: 16K18346)の一環として実施した。

参考文献

[1] Yu Tachibana, et al., *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, **307**, 1911-1918(2016)

*Yu Tachibana¹, Shin Okumura², Yasuhiro Sakate¹, Masanobu Nogami³, Tatsuya Suzuki¹, Masao Nomura², and Toshitaka Kaneshiki², ¹Nagaoka University of Technology, ²Tokyo Institute of Technology, ³Kindai University

Table 1. Additional adsorption effect of PA316TAS-type organic composite adsorbents for Mn, Co, Sr, etc. in river water at room temperature.

Species	Adsorbents				
	PA316	PA316S	TAS	PA316S + TAS	PA316TAS
Mn	n.a.	n.a.	$(1.1 \pm 0.2) \times 10^3$	$(6.1 \pm 1.0) \times 10^1$	$(6.3 \pm 1.0) \times 10^4$
Co	$(8.4 \pm 3.3) \times 10^0$	$(1.5 \pm 0.3) \times 10^1$	$(2.2 \pm 0.2) \times 10^3$	$(4.5 \pm 0.2) \times 10^2$	$(1.2 \pm 0.0) \times 10^4$
Sr	n.a.	n.a.	$(4.9 \pm 0.4) \times 10^3$	n.a.	$(5.6 \pm 1.3) \times 10^4$
Y	$(1.1 \pm 0.5) \times 10^3$	$(4.6 \pm 1.6) \times 10^3$	$(6.6 \pm 3.0) \times 10^3$	$(1.0 \pm 0.3) \times 10^4$	$(4.9 \pm 2.1) \times 10^3$
Ru	$(3.0 \pm 0.5) \times 10^3$	$(2.1 \pm 0.6) \times 10^4$	$(3.0 \pm 0.0) \times 10^2$	$(1.3 \pm 0.2) \times 10^2$	$(3.0 \pm 0.1) \times 10^2$
Rh	$(2.2 \pm 0.3) \times 10^3$	$(2.9 \pm 0.4) \times 10^4$	$(1.0 \pm 0.0) \times 10^3$	$(1.9 \pm 0.5) \times 10^1$	$(2.5 \pm 0.1) \times 10^2$
Sb	$(1.5 \pm 0.0) \times 10^2$	$(2.2 \pm 0.1) \times 10^2$	$(3.9 \pm 0.2) \times 10^2$	$(4.1 \pm 3.1) \times 10^0$	$(6.0 \pm 0.1) \times 10^2$
Te	$(8.4 \pm 0.7) \times 10^2$	$(5.8 \pm 0.7) \times 10^2$	$(1.2 \pm 0.1) \times 10^3$	$(2.7 \pm 0.2) \times 10^2$	$(2.0 \pm 0.0) \times 10^2$
Cs	n.a.	n.a.	$(6.5 \pm 0.2) \times 10^2$	n.a.	$(7.3 \pm 1.3) \times 10^2$
Ba	n.a.	n.a.	$(1.8 \pm 0.1) \times 10^4$	$(2.1 \pm 0.3) \times 10^1$	$(1.1 \pm 0.4) \times 10^5$
Eu	$(1.6 \pm 0.4) \times 10^3$	$(5.4 \pm 1.2) \times 10^3$	$(8.4 \pm 3.6) \times 10^3$	$(3.2 \pm 0.3) \times 10^3$	$(2.5 \pm 0.1) \times 10^3$
I	$(3.8 \pm 0.1) \times 10^4$	$(2.0 \pm 0.1) \times 10^4$	n.a.	$(1.0 \pm 0.1) \times 10^2$	$(2.2 \pm 0.1) \times 10^2$
IO ₃	$(4.6 \pm 0.1) \times 10^2$	$(7.0 \pm 0.1) \times 10^2$	$(1.0 \pm 0.0) \times 10^1$	$(9.7 \pm 0.1) \times 10^2$	$(1.0 \pm 0.0) \times 10^4$

Particle size = < 1180 μm, Adsorbent = 100 and 250 mg, Solution volume = 10 mL, Initial and final pH = 6.3 and 5.6(PA316), 6.6(PA316S), 3.0(TAS), 6.8(PA316S + TAS), 4.7(PA316TAS), n.a.: not adsorbed.

CMPO 含浸吸着材を用いた Sr(II)と Y(III)の吸着・分離挙動に関する研究

Adsorption and Separation Behavior of Strontium and Yttrium Using a Silica-based CMPO Adsorbent

*川村 太冴^{1,2}, 伊藤 辰也¹, 金 聖潤¹

¹東北大院・工、²日本原燃(株)

HLLW から分離された発熱性核種である ⁹⁰Sr の娘核種 ⁹⁰Y の医療応用を前提として、各濃度の酸性溶液中（硝酸、塩酸および過塩素酸）における Sr(II)-Y(III)混合溶液からの Y(III)の分離挙動を取得することを目的に、CMPO 含浸吸着材を用いた吸着・分離特性の検討を行った。

キーワード：ストロンチウム、イットリウム、CMPO 含浸吸着材、分離、抽出クロマトグラフィー

1. 緒言 使用済み核燃料再処理によって発生する高レベル放射性廃液(HLLW)は、その中に含まれている核種または元素ごとの分離と合理的処分法や利用法の適用を以って最終処分の負荷軽減と資源創出が可能であると考えられている。その中でも ⁹⁰Sr については、その娘核種である ⁹⁰Y を医療分野で利用することが期待されているが、そのためには HLLW 中からの ⁹⁰Sr の分離と、⁹⁰Sr-⁹⁰Y の混合溶液中から ⁹⁰Y を分離することが必要である。我々はこれまでの研究で、含浸吸着剤を用いた抽出クロマトグラフィー法により模擬 HLLW から Sr(II)を分離可能であること明らかにしている[1,2]。そこで本研究では Y(III)を Sr(II)から分離するため、硝酸、塩酸および過塩素酸中における CMPO (Octylphenyl(N,N- diisobutylcarbamoylmethyl)phosphine oxide)含浸吸着材に対する Sr(II)および Y(III)の吸着・分離特性を検討した。

2. 実験 吸着材は、CMPO を多孔性シリカ/ポリマー複合担体粒子(SiO₂-P)に含浸担持させた CMPO/SiO₂-P、改質剤として 1-ドデカノールを添加した(CMPO+Dodec)/SiO₂-P をそれぞれ調製した。吸着特性はバッチ吸着試験から評価した。各吸着材 0.2 g をガラスバイアルに入れ、酸、Sr(II)および Y(III)濃度をそれぞれ所定の濃度に調整した溶液を 4 mL 加えて密封し、恒温振とう水槽を用いて振とうを行った後、フィルタで固液分離を行った。分離特性はカラム法による Sr(II)-Y(III)混合溶液の分離試験によって評価した。水相中の金属イオン濃度の測定には ICP-AES を用いた。

3. 実験結果 (CMPO+Dodec)/SiO₂-P を用いた吸着試験前後の S(II)および Y(III)濃度から分配係数 K_d を計算し、初期酸濃度に対する依存性を求めた結果を図 1 示す。全ての酸条件下において Sr(II)はほとんど吸着しないことが判明した。Y(III)は硝酸および過塩素酸系で吸着性を示し、酸濃度の上昇と共に K_d が増加する傾向を示した。特に、過塩素酸系では低酸濃度領域から Y(III)に対する吸着性が強く、試験を行った酸濃度範囲において Sr(II)-Y(III)混合溶液中から Y(III)を選択的に吸着分離することが可能であると考えられる。しかし、塩酸系においては Y(III)もほとんど吸着しなかった。このことから、硝酸または過塩素酸系で吸着させた Y(III)を塩酸で溶離可能であると考えられる。以上の結果に加え、接触時間依存性、温度依存性等の吸着特性および分離特性について報告する。

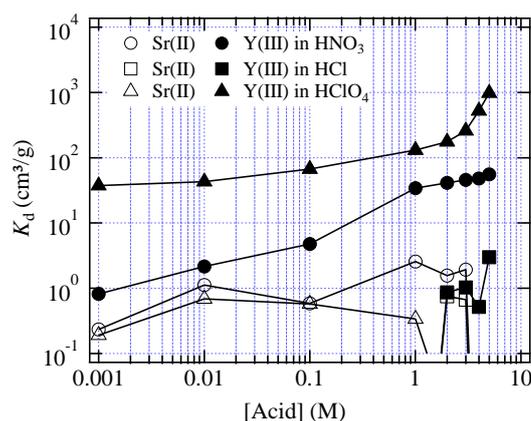


図 1. (CMPO+Dodec)/SiO₂-P への Sr(II), Y(III) の吸着に対する酸濃度の影響

([Acid]: 0.001~5 M, [Sr(II), Y(III)]: 10 mM, Time: 5 h, Temp.: 25°C, 固液比: 20 cm³/g)

参考文献

[1] S.-Y. Kim, Y. Xu, T. Ito, et al., J. Radioanal. Nucl. Chem., 295, 1043 (2013).

[2] Y. Wu, S.-Y. Kim, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 49, 320 (2012).

*Taiga Kawamura^{1,2}, Seong-Yun¹ Kim and Tatsuya Ito¹

¹Tohoku Univ., ²Japan Nuclear Fuel Limited

親水性の異なる含浸吸着材を用いた模擬高レベル廃液の分離特性評価

Evaluation in separation behavior of simulated HLLW by adsorbent with different wettability

*名越 航平¹, 新井 剛², 渡部 創³, 佐野 雄一³, 竹内 正行³, 佐藤 睦⁴, 及川 博史⁴

¹ 芝浦工業大学大学院, ² 芝浦工業大学, ³ 日本原子力研究開発機構, ⁴ ジーエルサイエンス

抽出クロマトグラフィ法による, 高レベル放射性廃液からのマイナーアクチノイド (MA) 分離・回収プロセスの高度化を目的とし, 吸着材表面へ親水または疎水処理を施した TODGA 含浸吸着材を作製した. 既往の研究成果より, 表面処理に伴い吸着材表面の電荷が変化することで, 金属イオンの溶離挙動に差異が生じることが確認されている. 本研究では, 表面電荷の異なる含浸吸着材を用いた模擬高レベル廃液の分離試験を実施し, 表面処理が含浸吸着材の分離性能に及ぼす影響について検討を加えたため報告する.

キーワード: 抽出クロマトグラフィ, 含浸吸着材, 濡れ性, マイナーアクチノイド

1. 緒言 これまでに筆者らは, 高レベル放射性廃液処理プロセスの高度化を目的として, 抽出クロマトグラフィ法に用いる含浸吸着材の適正化に関する検討を重ねてきた. 本研究では, 含浸吸着材の基体である多孔性 SiO₂ 粒子への表面処理に着目し, 表面処理により親水または疎水性に変化させた含浸吸着材を用い, 溶離の際のテーリングや抽出剤の漏出の抑制について検討を行っている. これまでの研究成果から, 含浸吸着材の表面電荷が吸着種の吸着・溶離特性に著しく影響を及ぼすことが確認されている[1]. 一般的に多孔性 SiO₂ 粒子は水溶液中で負の表面電荷を有しており, この電荷は表面処理により変化する. そのため, 表面処理の有効性については, 表面電荷が吸着種の分離特性に及ぼす影響の面からも検討を加える必要がある. 本研究では, 表面処理による表面電荷の違いが吸着種の分離特性に及ぼす影響について詳細に検討を重ねた.

2. 実験方法 含浸吸着材は, 粒径 50 μm, 細孔径 50 nm の多孔性 SiO₂ 粒子 (Q50) に架橋度 10 % のスチレン-ジビニルベンゼン共重合体を被覆した SiO₂-P を担体とし, TODGA 抽出剤の含浸率を 20 wt% となるように調製した. また, 基体に用いる多孔性 SiO₂ 粒子は, シラノール基の抑制のため TMS 基を導入した疎水性を示す粒子 (Q50-Es), TMS 基を導入した Q50-Es に対し Diol 基を導入し親水性を示す粒子 (Q50-Di) の 2 種について検討した. 各吸着材の溶離特性は, Nd(III) を対象としたカラム試験により評価した.

3. 結果及び考察 図 1 に各吸着材におけるゼータ電位の測定結果を示す. 図 1 より, 何れの吸着材も負のゼータ電位を有しており, 親水性の増大に伴う負電位の増加が確認された. 既往の研究成果から, 負電位が大きくなることで Nd(III) 吸着速度が増加することが示されている. これは, Nd³⁺ に対し引力が作用することで, 金属陽イオンと抽出剤の接触が容易になるためと推測される. 加えて, 図 2 に示す Nd(III) の破過・溶離曲線より, 金属陽イオンとの電氣的相互作用は溶離挙動にも影響を及ぼし, 負電位が大きいほど溶離ピークが緩慢となることが確認された. これは, 親水性の Q50-Di を吸着材の基体を用いた場合は金属陽イオンに対する引力が増大し, 溶離液中へのイオンの拡散が妨げられるため溶離性能が低下したと考えられる. 一方, Q50-Es は電位が比較的小さいため, Nd(III) が容易に溶離できたと考えられた. 以上の結果から, 含浸吸着材の表面電荷は吸着・溶離挙動のみならず, 吸着種の分離挙動についても影響を及ぼすと考えられる. 本研究では, 模擬廃液を用いた分離特性についても評価を加えたため報告する.

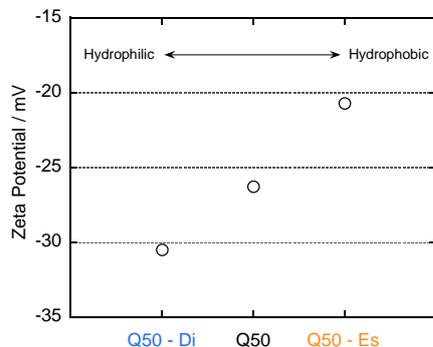


図 1 各粒子のゼータ電位
(Solid-liquid ratio = 1 : 20, Solution = H₂O)

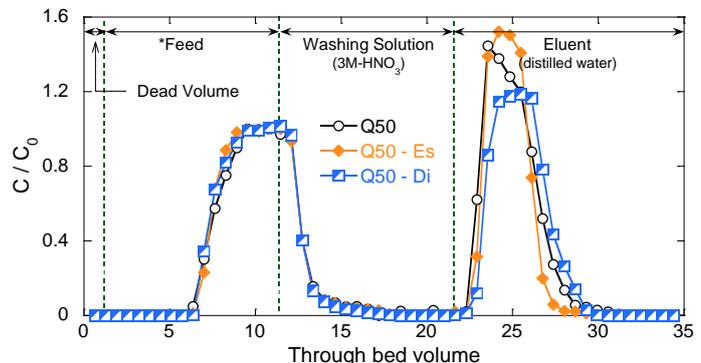


図 2 Nd(III)破過・溶離クロマトグラム
(TODGA adsorbent = 3.925 cm³, column = Φ10 mm×h100 mm, Flow rate = 5 cm³·min⁻¹, Temp. = 298 K, Feed = 10 mM-Nd(III) in 3 M-HNO₃)

参考文献

[1] 名越航平 ほか: 日本原子力学会 2016 年秋の大会, 3F05, (2016).

*Kohei Nagoshi¹, Tsuyoshi Arai², Sou Watanabe³, Yuichi Sano³, Masayuki Takeuchi³, Mutsumi Sato⁴ and Hiroshi Oikawa⁴

¹Shibaura Institute of Technology Graduate School, ²Shibaura Institute of Technology, ³Japan Atomic Energy Agency, ⁴GL Sciences

Sr²⁺選択吸着用高性能マンガン酸化物イオンふるいの開発と海水条件での吸着特性解析

High performance manganese oxide ion-sieves for Sr²⁺ adsorption from sea water

*神田 玲子¹, 馮 旗², 内田満美²

¹(株) K&A 環境システム, ²香川大学

Sr²⁺の大きさと同じくらいの大きさの細孔を持つトンネル構造Na_{0.44}MnO₂および層状構造Na_{0.7}MnO_{2.05}多孔性吸着剤を合成し、イオンふるい効果を利用したSr²⁺高選択吸着剤を開発し、海水条件でのSr²⁺の選択吸着特性を確認した。

キーワード： Sr²⁺吸着、放射線汚染水、イオンふるい、マンガン酸化物

1. 緒言 福島第一原子力発電所事故の放射性汚染水処理は、汚染水に放射線核種 Cs⁺ と Sr²⁺ と類似した性質の海水成分 (Na⁺, K⁺, Mg²⁺, Ca²⁺) が多く含まれており、Cs⁺ と Sr²⁺ の選択的除去には、高選択吸着剤の開発が求められている。特に Sr²⁺ の選択的除去には、現在、結晶性 Silicotitanate (CST) と A-Zeolite が使われているが、CST と A-Zeolite の細孔径は、Sr²⁺ の大きさよりかなり大きく、充分な選択性が得られない為、更なる高選択性吸着剤の開発が求められている。本研究では、Sr²⁺ の大きさと同じくらいの大きさの細孔を持つトンネル構造 Na_{0.44}MnO₂ および層状構造 Na_{0.7}MnO_{2.05} 多孔性吸着剤 (Fig. 1) を合成し、海水条件における Sr²⁺ 選択吸着特性評価を行い、さらに従来の吸着剤と比較し最適な Sr²⁺ イオンふるいを開発した。

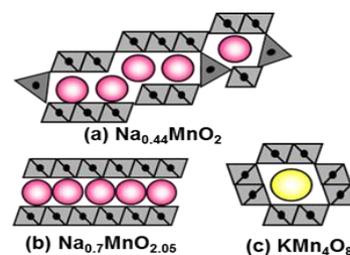


Fig. 1. Structures of manganese oxides

2. 実験 Na₂CO₃ と MnCO₃ を所定モル比で混合し、所定温度で焼成し、マンガン酸化物 NMO 試料を合成した。さらに所定量の Li₂CO₃ を添加し、所定温度で焼成し、NLMO 試料を合成した。Sr²⁺ 吸着実験では、10 ppm Sr²⁺ を含有する天然海水 (瀬戸内海) 50 mL に吸着剤 50 mg を加え、2 日間攪拌し、Sr²⁺ 吸着実験を行い、吸着前後の Sr²⁺ 濃度から吸着量を求めた。分配係数 (K_d) 測定では、同様に Sr²⁺ 吸着実験を行ったが、吸着剤を 0.5 g を添加した。さらに KMn₄O₈ (ホランダイト構造)、A-型ゼオライト、Na₂Ti₃O₇、K₂Ti₄O₉、Hap 吸着剤の Sr²⁺ 吸着量と分配係数を測定した。

3. 結果・考察 Na_{0.44}MnO₂ トンネル構造と NLMO 層状構造を有するマンガン酸化物は固相反応で合成できた。生成条件は、焼成温度と原料組成比に依存する。海水条件における合成した吸着剤および従来の吸着剤の Sr²⁺ 吸着量と吸着選択性 (分配係数 K_d) を測定し、Fig. 2 に示す。Sr²⁺ 吸着量が Na_{0.44}MnO₂ < KMn₄O₈ < NLMO の順に、分配係数 K_d が KMn₄O₈ < Na_{0.44}MnO₂ < NLMO の順に増加する。従来の吸着剤との比較では、A-Zeolite が高い吸着量と分配係数 K_d を示したが、NLMO 吸着剤は、A-Zeolite と比べ、吸着量が 3.5 倍、K_d が 100 倍高く、極めて高い Sr²⁺ 吸着性能を示した。更にこれまで報告された CST 吸着剤の K_d (約 2,500) より約 10 倍高いことが分かった。すなわち、層状構造の NLMO は Sr²⁺ に対して特異的吸着選択性を示した。これは層状構造 NLMO の層間距離が Sr²⁺ サイズにほぼ対応し、Sr²⁺ 吸着に適するイオンふるい骨格である為と考えられる。一方、A-Zeolite と CST の細孔半径は、それぞれ 0.21 nm と 0.17 nm と推定され、Sr²⁺ 半径 (0.12 nm) より大きいため、Sr²⁺ との結合が弱く、吸着選択性は層状構造の NLMO 吸着剤より低いと考えられる。以上から、NLMO 吸着剤はイオンふるい効果により Sr²⁺ に対する特異的吸着選択性を示し、有望な Sr²⁺ 吸着剤であることがわかった。

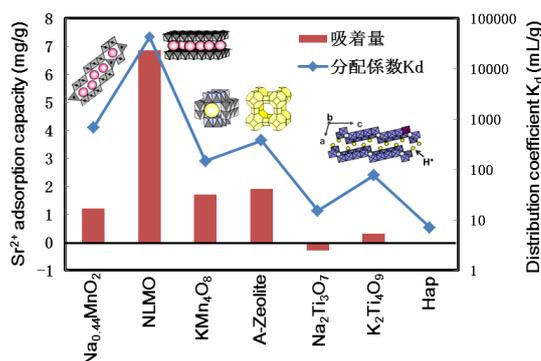


Fig. 2. Adsorption amounts and K_d values of Sr²⁺ adsorption in sea water for various adsorbents

*Reiko KANDA¹, Qi FENG², Mami UCHIDA²

¹K&A Environmental System Co.,Ltd, ²Kagawa University

レーザー誘起光還元法を利用した白金族元素分離法の開発 —放射性廃棄物処分分野での応用にむけて—

Development of Separation for Platinum-group Metal Using Laser-induced Photoreduction;
Application to Radioactive Waste Disposal

*佐伯盛久¹, 大場弘則¹, 田口富嗣¹, 横山 淳¹, 浅井志保², 蓬田 匠², 半澤有希子², 中島信昭³
¹量研機構, ²原子力機構, ³大阪市大

我々は放射性廃棄物処分分野での応用を目指し、レーザー誘起光還元法を利用した白金族元素分離法の開発を進めている。本講演ではその基本原理および実証実験について紹介する。

キーワード: 白金族元素, パルスレーザー, 光還元, 元素分離・回収

1. 緒言

使用済核燃料の湿式処理プロセスに光化学を適用するアイデアは 50 年以上前からあり、特に 1980 年代にはレーザー誘起光還元法により硝酸溶液中のアクチノイドイオンの価数を調整し、元素分離に利用しようとする研究が行われた[1]。レーザー誘起光還元を利用した元素分離では①二次放射性廃棄物の発生量を抑制できる、②金属塩を加えずに、溶液条件を波長などのレーザー照射条件で調整できる(ソルトフリー)、という長所がある一方、還元した元素を効率的に回収する手法がなかった。そこで我々は、効率的な元素回収を可能にするレーザー微粒子化元素分離を考案し[2]、白金族元素を対象に原理実証実験を行った。

2. 実験および結果

2-1. レーザー微粒子化元素分離の原理&実証

使用済核燃料溶解液は比較的多くの白金族イオン (Pd^{2+} , Rh^{3+} , Ru^{3+}) を含んでいるが、それらのイオンは紫外光 (波長 <400 nm) を吸収し、エタノールなどの電子供給源共存下で電荷移動反応により還元される。この反応により 0 価まで還元された白金族元素は、溶液中で自発的に凝集し、粒径数 nm のナノ微粒子を形成する。特に高強度の紫外パルスレーザーを溶液に照射した場合、レーザー場の中でナノ微粒子どうしがさらに凝集してサブミクロンサイズまで成長するので、白金族微粒子をろ過により容易に回収できる。この微粒子形成反応は、共存するアクチノイドやランタノイドイオンでは起こらないので、使用済核燃料溶解液に強度・波長を調節した紫外レーザーを照射するだけで、白金族元素だけを選択的に分離・回収できる。我々はこの手法を白金族およびランタノイドイオンを含む 14 元素系に適用し、Pd だけを選択的に回収することに成功した。また、使用済核燃料溶解液からのパラジウム分離に利用できることも実証した[3]。

2-2. 溶媒抽出法と組み合わせたレーザー微粒子化元素分離

2-1 で説明した分離法では、初期過程で生成するナノ微粒子をサブミクロンサイズまで成長させ、ろ過により回収するが、もしナノ微粒子の段階で回収できるのならば分離プロセスを効率化できる。そこで我々は、レーザー誘起光還元で作成した白金族微粒子を、溶媒抽出法により回収する方法を考案した(右図)。この手法では白金族イオン水溶液に有機保護材 (SDS など) を加え、有機相と 2 相系を形成したものを準備する。有機相側から紫外レーザーを照射して界面付近で白金族ナノ微粒子を生成すると、生成したナノ微粒子表面に有機保護材が配位することにより表面電荷が中性化し、その結果、水よりも極性の低い有機相にナノ微粒子を抽出できる。我々はこの手法を Rh^{3+} イオン水溶液に適用し、Rh をナノ微粒子として回収することに成功した。詳細は当日報告する。

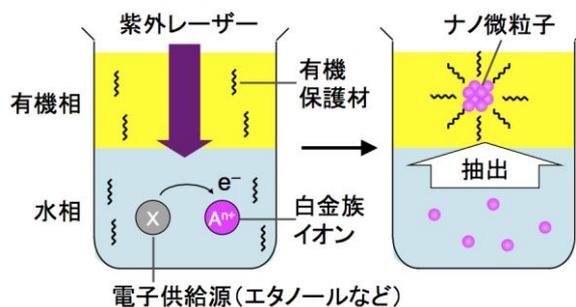


図1 溶媒抽出と組み合わせたレーザー分離法

参考文献 [1] 「原子燃料サイクルにおける新技術とその応用」p74-92 (日本原子力学会編 1989年3月), [2] Saeki, M. et al., J. Photoch. Photobio. A, 2015, 299, pp189-193, [3] Asai, S., et al., Anal. Chem., 2016, 88, pp 12227-12233

*Morihsa Saeki¹, Hironori Ohba¹, Tomitsugu Taguchi¹, Atsushi Yokoyama¹, Shiho Asai², Takumi Yomogida², Yukiko Hanzawa², Nobuaki Nakashima³ (¹QST, ²JAEA, ³Osaka City Univ.)

[3L06-10] Nuclide separation and recovery 2

Chair: Yu Tachibana (Nagaoka Univ. of Tech.)

Wed. Mar 29, 2017 10:45 AM - 12:00 PM Room L (16-503 Building No.16)

[3L06] Fundamental study on electrolytic recovery of cesium using an ionic liquid*Yasushi Katayama¹, Hiroyuki Murakami¹, Kazuki Yoshii¹, Naoki Tachikawa¹ (1. Keio University)

10:45 AM - 11:00 AM

[3L07] Solvent extraction behavior of palladium from nitric acid solutions*yuta araki¹, Misaki Morita¹, Akihiro Uehara², Satoshi Fukutani², Yasuhiro Tsubata³, Tatsuro Matsumura³, Toshiyuki Fujii¹ (1. School of Engineering, Osaka University, 2. Research Reactor Institute, Kyoto University, 3. Japan Atomic Energy Agency)

11:00 AM - 11:15 AM

[3L08] Solvent extraction behavior of rhodium from nitric acid solutions*Misaki Morita¹, Yuta Araki¹, Akihiro Uehara², Satoshi Fukutani², Yasuhiro Tsubata³, Tatsuro Matsumura³, Toshiyuki Fujii¹ (1. School of Engineering, Osaka University, 2. Reserch Reactor Institute, Kyoto Univercity, 3. Japan Atomic Energy Agency)

11:15 AM - 11:30 AM

[3L09] Solvent extraction and separation of Se, Zr, Pd, and Cs having long lived radionuclides*Yuji Sasaki¹, Shinichi Suzuki¹, Hideaki Shiwaku¹, Keisuke Ito¹, Yuya Takahashi², Masaaki Kaneko², Takashi Ohmori², Kazuhito Asano² (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Toshiba corporation)

11:30 AM - 11:45 AM

[3L10] Selective Extraction of Soft Metal Ions in Nitric Acid Solution by a New Ionic Liquid including TPEN Structure*Hao Wu¹, Yusuke Inaba¹, Kenji Takeshita¹ (1. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Tech)

11:45 AM - 12:00 PM

イオン液体を用いたセシウムの電解回収に関する基礎研究

Fundamental study on electrolytic recovery of cesium using an ionic liquid

*片山 靖, 村上 寛幸, 吉井 一記, 立川 直樹

慶應義塾大学

水溶液中に溶解したセシウムを回収するためのイオン液体を用いた新規な電解回収技術を開発することを目的として、イオン液体中におけるセシウムの電極反応について検討した。

キーワード：イオン液体, セシウム, 電解回収

1. 緒言

高レベル放射性廃液 (HLW) 中に含まれる長半減期核分裂生成物 (LLFP) を分離・回収し、核変換技術によってより短半減期の核種に変換することで、放射性廃棄物の減容、保管・管理期間の短縮、資源としての再利用などが期待できる。本研究では、HLW 中に含まれるセシウム (Cs) をイオン液体を用いて分離・回収する新たな乾式プロセスの構築を目的とし、イオン液体中における Cs の電析挙動について検討した。

2. 実験方法

イオン液体 1-butyl-1-methylpyrrolidinium bis(trifluoromethylsulfonyl)amide (BMPTFSA) に CsTFSA を溶解した。作用極には白金 (Pt) またはスズ (Sn)、対極には Pt、参照極には 0.1 M AgCF₃SO₃ を含む BMPTFSA 中に浸漬した Ag を用いた (+0.43 V vs. ferrocene/ferrocenium[1])。電解液および析出物のキャラクタリゼーションには X 線回折装置 (XRD)、走査型電子顕微鏡 (SEM) およびエネルギー分散型 X 線解析装置 (EDX) を用いた。

3. 結果および考察

Fig. 1 に BMPTFSA 中における Sn 電極のサイクリックボルタモグラムを示す。0.5 M CsTFSA を含む場合、組成の異なる Cs-Sn 合金の形成に対応すると考えられる R1, R2 および R3 で示した還元電流ピークが観察された。このイオン液体中において、-3.5 V で 3.6 C cm⁻² の電気量で定電位陰極還元を行った結果、Sn 電極表面は多孔質となり、その XRD パターンには Cs₈Sn₈ に帰属可能な回折線が観察された。また、Fig. 2 に示す Sn 電極の断面 SEM 像より、電極表面から厚さ約 180 μm の Cs-Sn 合金相の形成が示唆された。

付記

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の一環として実施したものである。

参考文献

[1] M. Yamagata *et al.*, *Electrochim. Acta*, **52** (2007) 3317-3322.

*Yasushi Katayama, Hiroyuki Murakami, Kazuki Yoshii and Naoki Tachikawa
Keio Univ.

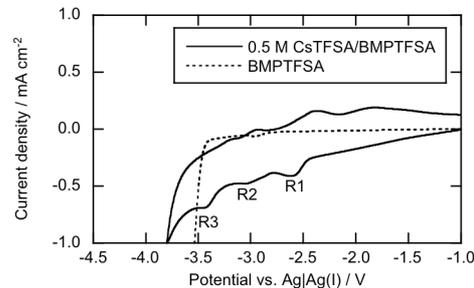


Fig. 1 Cyclic voltammograms of a Sn electrode in BMPTFSA with and without 0.5 M CsTFSA at 25°C. Scan rate: 50 mV s⁻¹.

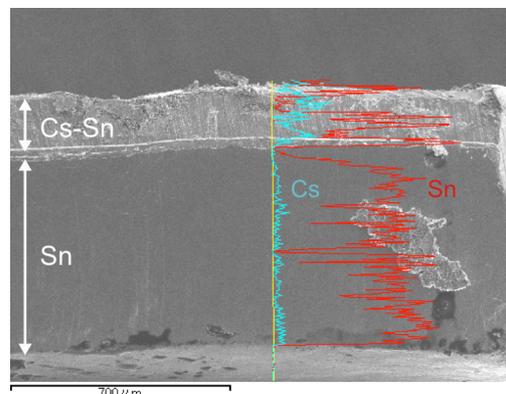


Fig. 2 SEM image of the cross section of the Sn electrode after potentiostatic cathodic reduction in BMPTFSA containing 0.5 M CsTFSA at -3.5 V (25°C) with EDX analysis for Cs and Sn. Electric charge: 3.6 C cm⁻².

硝酸溶液からのパラジウムの溶媒抽出特性

Solvent Extraction Behavior of Palladium Nitric Acid Solution

*荒木優太¹, 守田美咲¹, 上原章寛², 福谷哲²,

津幡靖宏³, 松村達郎³, 藤井俊行¹

¹大阪大学 工学部, ²京都大学 原子炉実験所, ³日本原子力研究開発機構

リン酸トリブチル及びジグリコールアミドを用いて、硝酸溶液からのパラジウムの抽出挙動を研究した。パラジウムの分配比は同族元素であるニッケルよりも著しく高く、高酸性度条件下で特徴的な酸性度依存性が見られた。

キーワード: パラジウム、溶媒抽出、ジグリコールアミド、ニッケル、ウラン

1. 緒言

高レベル放射性廃液から長半減期核種を分離することで、廃棄物の潜在的有害度を大幅に低減することができ、長期リスクの低減につながる。パラジウムは使用済燃料に含まれる核分裂生成物元素である。パラジウムの中でも質量数 107 を持つ核種は、半減期が 6.5×10^6 年ほどあり、分離の対象となっている。また、パラジウムは高速中性子に対する反応断面積が大きいこと、マイナーアクチノイドの核変換を妨害するおそれがある。本研究では、パラジウムの分離に焦点を当て、硝酸溶液からのパラジウムの溶媒抽出挙動を研究した。また、比較のため、パラジウムと同族元素であるニッケルの抽出挙動も調べた。

2. 実験

水相としてパラジウム、ニッケル及びウランを含む、硝酸溶液を調製した。有機相としてリン酸トリブチル(TBP)、テトラオクチルジグリコールアミド(TODGA)もしくはテトラデシルジグリコールアミド(TDdDGA)を含む、*n*-ドデカン溶液を調製した。両相を 30 分攪拌した後、遠心分離により相分離した。相分離した有機相と希硝酸を用いて逆抽出操作を行い、遠心分離を行った。正抽出及び逆抽出後の水相中の溶質濃度を ICP-AES、ICP-MS を用いて測定し、分配比を求めた。

3. 結果・考察

パラジウムの分配比の硝酸濃度依存性を図 1 に示す。いずれの抽出剤を用いた時も、分配比は硝酸濃度が 1 M から 2 M の時に最も高い値を示した。2 M 以上の酸性度の条件下では、酸性度の上昇と共に分配比が下がることが分かった。また、パラジウムの分配比は、同様に測定したニッケルの分配比に比べると 5 桁ほど高いことが分かった。

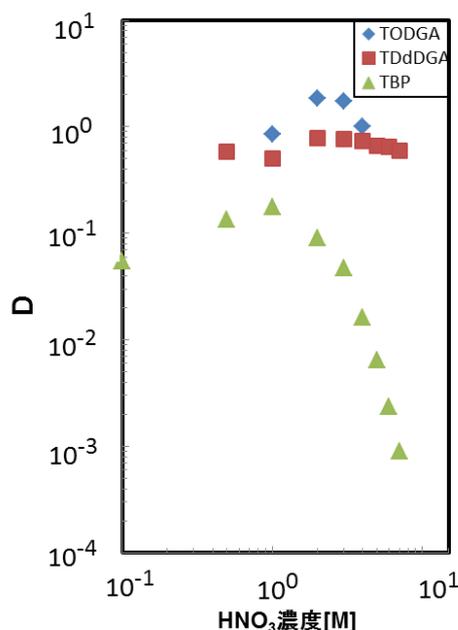


図1 パラジウムの分配比の硝酸濃度依存性

有機相 [TBP]=1 M
[TODGA]=0.1 M
[TDdDGA]=0.1 M、20vol%オクタノール
水相 [HNO₃]=0.1-7 M

*Yuta Araki¹, Misaki Morita¹, Akihiro Uehara², Satoshi Fukutani², Yasuhiro Tsubata³, Tatsuro Matsumura³, Toshiyuki Fujii¹

1.School of Engineering, Osaka Univ. 2.Research Reactor Institute, Kyoto Univ. 3.Japan Atomic Energy Agency

硝酸溶液からのロジウムの溶媒抽出特性

Solvent Extraction Behavior of Rhodium from Nitric Acid Solutions

*守田 美咲¹, 荒木 優太¹, 上原 章寛², 福谷 哲², 津幡 靖宏³, 松村 達郎³, 藤井 俊行¹

¹大阪大学, ²京都大学原子炉実験所, ³日本原子力研究開発機構

有機リン化合物及びジグリコールアミドを用いて、硝酸溶液からのロジウムの抽出挙動を研究した。ロジウムの分配比は総じて低く、アクチノイド及びランタノイドに対して高い分離係数を示した。

キーワード: ロジウム, 溶媒抽出, リン酸トリブチル, CMPO, ジグリコールアミド

1. 緒言

核分裂生成物元素のロジウムの放射性核種は半減期が短いため、冷却後の使用済核燃料に含まれているロジウムは、非放射である ^{103}Rh が主な同位体となる。このため、使用済核燃料から回収したロジウムは放射能が低く、その価値は高い。またロジウムなどの白金族元素はガラスへの溶融性が悪く、ガラス固化の際に問題となるため、高レベル放射性廃液からの分離が検討されている。しかし、これまでの研究において溶媒抽出特性の報告例は少なく、詳細な抽出挙動は不明である。そこで本研究では、リン酸トリブチル (TBP)、CMPO(*n*-Octyl(phenyl)*N,N'*-diisobutylcarbamoylmethylphosphineOxide)及びジグリコールアミドを用いてロジウムの抽出実験を実施した。

2. 実験

水相にロジウムやウラン及びセリウムを溶解した硝酸を用い、有機相には抽出剤を溶解したドデカンを用いて、30分攪拌し正抽出を行った。遠心分離後の有機相を分取し、0.01 M の硝酸で逆抽出を行った。ICP-AES, ICP-MS で、正抽出及び逆抽出後の水相の溶質濃度を測定し、分配比を求めた。

3. 結論

TBP や TODGA(*N,N,N',N'*-tetraoctyldiglycolamide)を用いた抽出系では、ロジウムの分配比は低かった(図1)。TDdDGA(*N,N,N',N'*-tetradodecyldiglycolamide)を用いると高硝酸条件下において、ロジウムの分配比は PUREX 系より増加し 10^{-3} を超えた。CMPO では、TDdDGA よりも高い分配比を得た。TBP, CMPO 及び TODGA は高硝酸側では分配比は低下したが、TDdDGA は硝酸濃度の増加に伴い分配比が増加した。ロジウムの分配比は総じて $10^{-2} \sim 10^{-5}$ と低く、ウラン及びセリウムに対して高い分離係数を示すことが分かった。

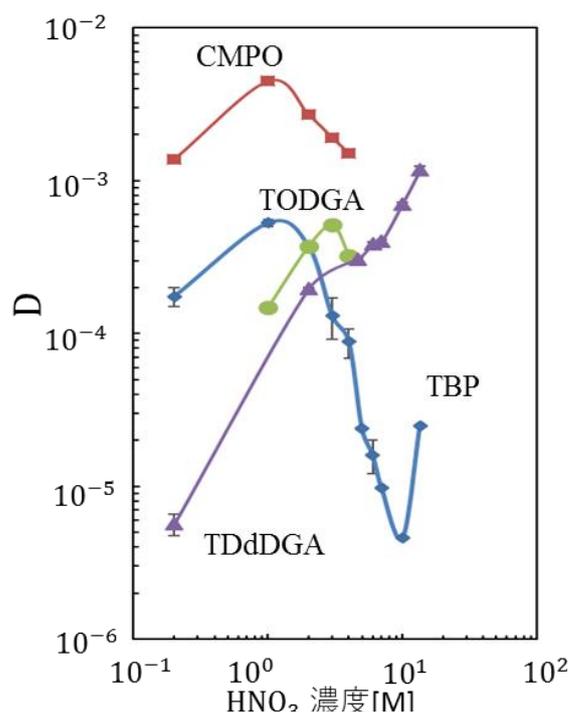


図1. Rh 分配比の硝酸濃度依存性

TBP : [TBP]=1 M /*n*-ドデカン
 CMPO : [CMPO]=0.2 M [TBP]=1M
 /*n*-ドデカン
 TODGA : [TODGA]=0.1 M /*n*-ドデカン
 TDdDGA : [TDdDGA]=0.1 M オクタノール
 20vol% /*n*-ドデカン
 水相 : [HMO₃]=0.02~13.5 M

*Misaki Morita¹, Yuta Araki¹, Akihiro Uehara², Satoshi Fukutani², Yasuhiro Tsubata³, Tatsuro Matsumura³, and Toshiyuki Fujii¹

¹School of Engineering, Osaka University, ²Reserch Reactor Institute, Kyoto University, ³Japan Atomic Energy Agency

長半減期核種を持つ Se, Zr, Pd, Cs の溶媒抽出分離 その 2: 異なる抽出剤を用いる 4 元素の系統分離

Solvent extraction and separation of Se, Zr, Pd, and Cs having long lived radionuclides,
Part 11, Systematic separation of Se, Zr, Pd, and Cs using different extractants

*佐々木祐二¹、鈴木伸一¹、塩飽秀啓¹、伊藤圭祐¹

高橋優也²、金子昌章²、大森孝²、浅野和仁²

¹原子力機構、²(株)東芝

ImPACT プロジェクトでは、高レベル廃液からの長半減期核種の分離回収及び核反応を用いる核変換処理を施し、より安全かつ効率的な処分を検討している。対象元素となる Pd, Cs, Zr 及び Se を異なる抽出剤や逆抽出の条件を用いて溶媒抽出法で系統的に抽出・逆抽出分離する方法について報告する。

キーワード：高レベル廃液、溶媒抽出、Pd, Cs, Zr, Se

1. 緒言 高レベル廃液に含まれる核分裂生成元素の中に半減期が極めて長く、ガラス固化体に含まれた場合環境中への長期的な危険性を有する元素が含まれる。ImPACT (Impulsing PARadigm Change through disruptive Technologies) プロジェクトはこれら元素を効率的に回収し、有効な処分法の適用、又は資源再利用を目指すものである。対象となる元素は Se, Zr, Pd, Cs である。主要な処分法に核変換があり、これを適用するためには対象元素の純度を高める必要もある。我々はこれら元素の高効率・高純度回収法として溶媒抽出法を選択し、簡便な分離回収法の開発を目指している。

2. 実験方法 溶媒抽出に用いる希釈剤はここでは 1-オクタノール又はジクロロエタンを選択した。Se や Cs 抽出剤を溶解するのに高い極性を持つ溶媒が望ましい理由からである。用いた抽出剤はここでは NTA アミド、フェニレンジアミン、TODGA, HDEHP、及び DtBuDB18C6 である。構造を図 1 に示す。これらを上記希釈剤に溶解したものを有機相、水相には各種濃度の硝酸を用いて溶媒抽出を実施した。抽出後の水相の濃度を ICP-AES, 又は ICP-MS で測定した。得られた分析結果を使って、各元素の分配比や抽出率を求め、抽出挙動を調べた。また各元素を有機相から水相に回収するための逆抽出条件も検討した。

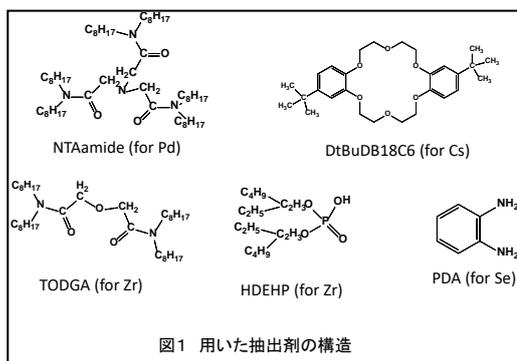
3. 結果 各種元素の抽出及び逆抽出の条件を記すと次のようになる。

Pd、抽出: 0.2M NTA アミド/オクタノール、逆抽出: 0.01M
チオ尿素/ 0.2M HNO₃

Cs、抽出: 0.2M DtBuDB18C6/ジクロロエタン、逆抽出:
0.01M HNO₃

Zr、抽出: 0.1M HDEHP (又は TODGA) /オクタノール、
逆抽出: 0.5M シュウ酸/ 水

Se、抽出: 0.1M フェニレンジアミン/オクタノール、逆抽出:
8M H₂SO₄ (又は HClO₄ 等)



これらの結果を使って、プロセスフローを組み、相互分離を行なった結果について報告する。

本研究は、総合科学技術・イノベーション会議が主導する 革新的研究開発推進プログラム (ImPACT) の一環として実施したものです。

Yuji Sasaki¹, Keisuke Morita¹, Shinichi Suzuki¹, Hideaki Shiwaku¹, Keisuke Morita¹, Yuya Takahashi², Masaaki Kaneko², Takashi Omori², Kazuhito Asano², ¹Japan Atomic Energy Agency. ²Toshiba Corporation

Selective Extraction of Soft Metal Ions in Nitric Acid Solution by a New Ionic Liquid including TPEN Structure

*Wu Hao¹, Yusuke Inaba¹ and Kenji Takeshita¹

¹Tokyo Institute of Technology

Abstract

A novel hydrophobic ionic liquid including TPEN structure ((IL-TPEN)⁺NTf₂⁻) was successfully synthesized and its extraction behavior of Cd²⁺ and Zn²⁺ from nitric acid solution was investigated. The maximum separation factor of Cd²⁺ and Zn²⁺ was obtained as 8 at pH 2.

Keywords: hydrophobic, ionic liquid, TEPN structure, Cd²⁺

1. Introduction

TPEN (*N,N,N',N'*-tetrakis(2-pyridylmethyl)ethylenediamine) as a kind of podand-type molecule has six nitrogen donor sites which can form complexes with various metals, such as cadmium, copper, lanthanides, actinides and so on. However, there are several properties of TPEN that should be improved for its widespread application. A major drawback of TPEN has been water solubility in acid condition. On the other hand, ionic liquids (ILs) possess many unique properties and its physicochemical properties such as water immiscibility is able to effectively be tuned, depending on the structure of cations and anions. Accordingly, combination of hydrophobic ionic liquid substituents including TPEN derivatives is intriguing to develop a practical extraction system of metal ions in nitric acid solution. Herein, we reported extraction performance of Cd²⁺ and Zn²⁺ from nitric acid solution by using a novel hydrophobic ionic liquid including TPEN structure((IL-TPEN)⁺NTf₂⁻).

2. Experimental and Conclusion

The results of extraction experiment of Cd²⁺ and Zn²⁺ on the variation of pH value were summarized in Figure 1. (IL-TPEN)⁺NTf₂⁻ (1mM) dissolved in (C₆mim)⁺NTf₂⁻ (V_{IL}= 1.5mL) was observed to show high extractability and significant selectivity of Cd²⁺ (0.5mM) and Zn²⁺ (0.5mM) in the pH range from 1 to 5 (V_{aq}= 1.5mL). For instance, more than 50% of Cd²⁺ was extracted from aqueous phase into ionic liquid phase when the pH ≥ 1. However, the amount of Zn²⁺ extracted was less than 20%. And the maximum separation factor can be obtained as 8 at pH 2. At the same time, the extractability of both Cd²⁺ and Zn²⁺ were reduced rapidly by decreasing pH, and almost no extraction was observed when the pH < 1. It could be explained as the pyridyl groups on the TPEN structure was easily protonated to lose its coordination ability under highly acidic condition. In conclusion, the improvement of hydrophobicity of TPEN by introducing hydrophobic ionic liquid substituent was proved to be feasible and effective.

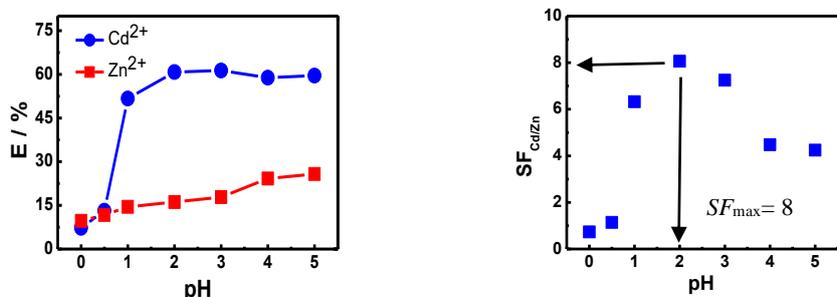


Figure 1: the plot of extractability(*E*), separation factor(*SF*) of Cd²⁺ and Zn²⁺

References

[1] Y. Miyazaki, S. Suzuki, T. Kobayashi, T. Yaita, Y. Inaba, K. Takeshita, A. Mori, Chem. Lett. **2015**, 44, 1626-1636.

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

[3M01-05] Fault Displacement

Chair: Akemi Nishida (JAEA)

Wed. Mar 29, 2017 9:30 AM - 10:45 AM Room M (16-504 Building No.16)

[3M01] The Basic Approach of Nuclear Safety for Fault Displacement

*Masanobu Kamiya¹ (1. JAPC)

9:30 AM - 9:45 AM

[3M02] The analysis evaluation of equipment and piping system for fault displacement

*kuniyuki sato¹, ryusuke haraguchi², masanobu kamiya³, tsutomu ogawa³, kouichi kamiya³ (1. MHI NUCLEAR SYSTEMS AND SOLUTION ENGINEERING CO.,LTD., 2. Mitsubishi Heavy Industries, 3. The Japan Atomic Power Company)

9:45 AM - 10:00 AM

[3M03] The analysis evaluation of equipment and piping system for fault displacement

*satoshi shinma¹, takahiro umemoto¹, masanobu kamiya², tsutomu ogawa², kouichi kamiya² (1. Mitsubishi Heavy Industries, LTD., 2. The Japan Atomic Power Company)

10:00 AM - 10:15 AM

[3M04] Utilization of fragility evaluation method on fault displacement PRA

*katsumi ebisawa¹, hideaki tsutsumi¹, Yoshinori Mihara² (1. central research institute of electric power industry, 2. Kajima Corporation)

10:15 AM - 10:30 AM

[3M05] Utilization of fragility evaluation method on fault displacement PRA

*hideaki tsutsumi¹, katsumi ebisawa¹, Tomoyasu Hamada², Yoshinori Mihara² (1. central research institute of electric power industry, 2. Kajima Corporation)

10:30 AM - 10:45 AM

断層変位に対する原子力安全のアプローチ

The Basic Approach of Nuclear Safety for Fault Displacement

*神谷 昌伸¹

¹ 日本原子力発電株式会社

断層変位の原子力施設に与える影響は、断層変位の性状（位置、発生頻度、変位量等）を踏まえて、施設に対する影響をシナリオとともに検討していくことが、原子力安全のアプローチとして首尾一貫したものになると考えられる。

キーワード：原子力安全，断層変位，深層防護，リスク評価手法

1. 緒言

原子力施設直下に断層変位が生じる可能性の有無のみで判断をする議論が生じているが、プラントシステムトータルでのリスクを評価する原子力安全としての本来のアプローチへの転換が求められている。

2. 断層変位に対する原子力安全の考え方

事故シーケンス、その発生頻度、影響の程度の3要素を考慮できるリスク評価の重要性がより一層高まっている。シナリオを事前に幅広く考慮し、多くのシナリオを取り込むことで想定外を少なくすることができる。

不確かさの大きい自然現象に対しては、原

子力安全の基本的考え方である深層防護の概念の適用とリスク評価を活用していくアプローチが重要な戦略となる。他の自然現象と同様に、断層変位に対してもこのアプローチで考えることが首尾一貫した対応となる。評価を実施し、得られたリスク情報を活用して、影響緩和策の有効性の検証、リスク低減のために更なる対応策を講じることなど、原子力安全に係る意思決定に繋げていくことができる。

3. 技術情報の蓄積

リスク評価手法としては、決定論的な手法と確率論的な手法があり、相補的に活用を進めていく。

決定論的な手法として、建屋基礎版直下に断層変位を想定して強制変位を入力した建屋解析評価事例を踏まえた、機器・配管系も含めたシステム全体の裕度評価手法の適用性検討を進めてきている^{[1][2]}。機器・配管系に対する影響に係る技術情報の蓄積も進めている^{[3][4]}。

参考文献

- [1] 神谷ほか，断層変位に対する工学的なリスク評価(2)裕度評価手法の適用性について，日本機械学会第21回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集(2016)，B222。
- [2] 神谷ほか，断層変位に対する裕度評価手法の適用性検討，日本原子力学会 2016年秋の大会，3G13。
- [3] 佐藤ほか，断層変位に対する機器・配管系の解析評価事例(1)機器の解析評価事例，日本原子力学会 2017年春の年会。
- [4] 新聞ほか，断層変位に対する機器・配管系の解析評価事例(2)配管の解析評価事例，日本原子力学会 2017年春の年会。

* Masanobu Kamiya¹

¹The Japan Atomic Power Company

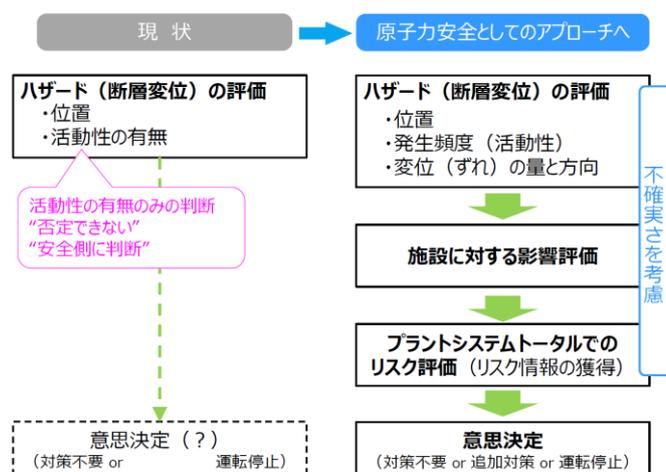


図1 断層変位に対する原子力安全のアプローチ

断層変位に対する機器・配管系の解析評価事例

(1) 機器の解析評価事例

The analysis evaluation of equipment and piping system for fault displacement

(1) The analysis evaluation of equipment

*佐藤 邦彦¹, 原口 龍将², 神谷 昌伸³, 小川 勤³, 上屋 浩一³

¹MHI ニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング株式会社,

²三菱重工業株式会社, ³日本原子力発電株式会社

原子力発電施設が断層変位を受けた場合の機器に及ぼす影響程度について、解析等を通じて評価した結果、影響程度は少ないとの結論が得られた。本報では、機器の解析評価事例について報告する。

キーワード：原子力，断層，機器

1. 緒言

地震を起因とする断層変位（ずれ）をハザードとして、既存の原子炉建屋の直下に 50 cm の正断層型の縦ずれ変位を仮定した場合の建屋内の重要機器に対する影響程度を既往の知見を参照し^{[1][2][3]}、決定論的手法に基づき評価したものである。

2. 機器の評価事例

原子炉建屋を 3 次元 FEM モデルに置換し、直下に 50 cm の縦ずれを仮定した場合の建屋基礎版の損傷状態を図 1 に示す。断層位置では建屋の基礎版に局所的な損傷があるものの、広範囲な損傷には至っていないことが確認できた。

建屋内の重要機器として、炉心冷却に必要な安全系ポンプおよび原子炉圧力容器（制御棒）を代表として、図 1 の損傷状態に基づきそれぞれの設置位置における建屋の傾斜角を表 1 の通り整理した。

安全系ポンプおよび制御棒の挿入性は、表 1 を入力条件として民間規格である耐震設計技術規程（JEAC4601-2008）等を参照し評価を実施した。また、荷重の組合せとして、断層変位と地震荷重との重畳を考慮した評価も実施した。

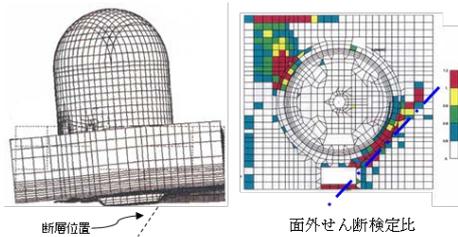


図1 原子炉建屋の損傷状態

表1 機器影響評価のための入力条件

断層変位量	①安全系ポンプ	②制御棒
	床傾斜角度	床傾斜角度
50cm	12/1000 (0.67°)	8/1000 (0.44°)

3. 結論

断層変位に対する安全系ポンプおよび制御棒挿入性について評価を実施したが、50 cm 程度の縦ずれによる床の傾斜を考慮してもポンプに構造損傷はなく、性能に及ぼす影響はないものと考えられる。また、制御棒挿入性についても挿入遅れはなく、原子炉の安全停止に及ぼす影響はないものと考えられる。

参考文献

- [1] 神谷昌伸ほか、断層変位に対する工学的なリスク評価 (2) 裕度評価手法の適用性について、日本機械学会第 21 回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集(2016), B222.
- [2] (独)原子力安全基盤機構規格基準部、原子力発電施設耐震信頼性実証試験の概要(JNES-SS-0617), 2006 年 11 月.
- [3] 奈良林直ほか、断層変位の工学的対策とリスク評価、日本保全学会、保全学, 2017 年 1 月.

*Kunihiko Sato¹, Ryusuke Haraguchi², Masanobu Kamiya³, Tsutomu Ogawa³ and Kouichi Kamiya³

¹MHI Nuclear Systems and Solution Engineering co.,Ltd., ²Mitsubishi Heavy Industries, ³The Japan Atomic Power Company

断層変位に対する機器・配管系の解析評価事例 (2) 配管の解析評価事例

The analysis evaluation of equipment and piping system for fault displacement

(2) The analysis evaluation of piping system

*新聞 聡¹, 梅本 貴広¹, 神谷 昌伸², 小川 勤², 上屋 浩一²

¹三菱重工業株式会社, ²日本原子力発電株式会社

原子力発電施設が断層変位を受けた場合の機器に及ぼす影響程度について、解析等を通じて評価した結果、影響程度は少ないとの結論が得られた。本報では、機器の解析評価事例について報告する。

キーワード：原子力，断層，機器

1. 緒言

本報では、(1)機器の評価解析事例に引続いて、安全系の配管を対象として既存の原子炉建屋の直下に 50 cm の正断層型の縦ずれ変位を仮定した場合の配管強度に対する影響程度を既往の知見を参照し^{[1][2][3]}、決定論的手法に基づき解析評価したものである。

2. 配管の解析評価事例

原子炉建屋の直下に 50 cm の縦ずれを仮定した場合、原子炉建屋の傾斜に伴う補助建屋との相対変位が渡り配管の強度に対してクリティカルになると考えられる。(図 1 参照) このため、建屋間の貫通部廻りに着目して配管を 3 次元 FEM モデルに置換して (図 2 参照) 弾塑性解析により評価を実施した。なお、建屋間相対変位は、表 1 を入力条件として民間規格である耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008) 等を参照し、評価を実施した。また、荷重の組合せとして、地震荷重との重畳を考慮した評価も実施した。

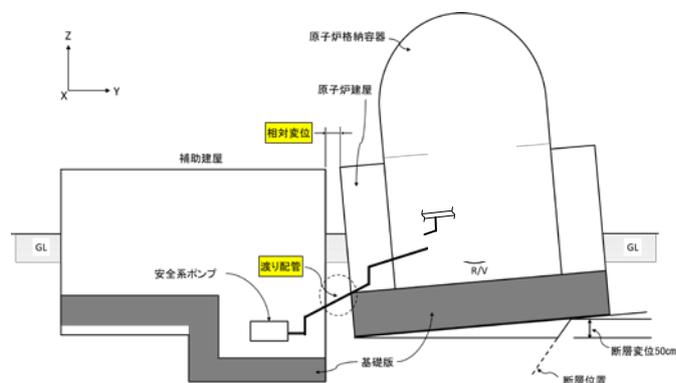


図 1 建屋間渡り配管概略図

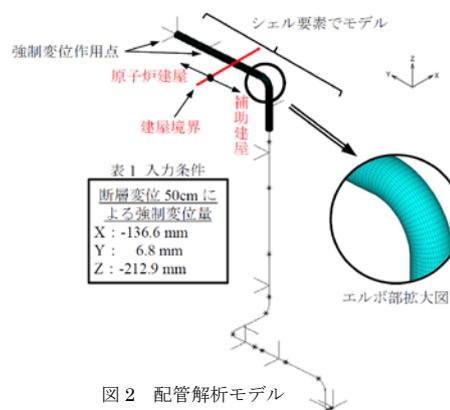


図 2 配管解析モデル

3. 結論

断層変位に対する建屋間を渡る安全系の配管について解析・評価を実施したが、50 cm 程度の縦ずれによる建屋間相対変位に伴う渡り配管の強度に及ぼす影響程度は小さいものと考えられる。

参考文献

- [1] 神谷昌伸ほか, 断層変位に対する工学的なリスク評価 (2) 裕度評価手法の適用性について, 日本機械学会第 21 回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集(2016), B222.
- [2] 神谷昌伸, 断層変位に対する原子力安全の基本的考え方, 日本保全学会第 13 回学術講演会要旨集(2016), I -1-3-2
- [3] 奈良林直ほか, 断層変位の工学的対策とリスク評価, 日本保全学会, 保全学, 2017 年 1 月.

*Satoshi Shinma¹, Takahiro Umemoto¹, Masanobu Kamiya², Tsutomu Ogawa² and Kouichi Kamiya²

¹Mitsubishi Heavy Industries, ²The Japan Atomic Power Company

断層変位フラジリティ評価手法の活用 (1) 概念

Utilization of fragility evaluation method on fault displacement PRA (1) Concept

*蛭沢 勝三¹, 堤 英明¹, 美原 義徳²

¹電力中央研究所, ²鹿島建設

抄録: 断層変位フラジリティ評価手法における構造物の現実的応答及び耐力の中央値に係る情報を活用し、断層変位設計の設計応答値及び設計許容値を合理的に設定し得る枠組み確立の考え方を示す。

キーワード: 断層変位フラジリティ, 現実的断層変位応答・耐力, 断層変位設計, 設計応答・設計許容値

1. 背景・目的

台湾集集地震(1999/M7.6)では断層変位によってダムや家屋が倒壊し、断層変位の構造物への影響が注目された。日本では近年、主断層や副断層による変位の原子力施設への影響について注目され喫緊の課題となっている。原子力学会地震 PRA 実施基準改定(2015)では、断層変位に対するハザード/フラジリティ/事故シーケンスの各評価が規定された[1]。著者等は原子炉建屋や建屋内構造物等のフラジリティ評価を行った[2]。一方、断層変位に対する設計体系は明確に確立されていない。本報では、フラジリティ評価と断層変位設計をシームレスに捉え、フラジリティ評価手法を活用し断層変位設計の枠組み確立の考え方を示す。

2. 断層変位フラジリティ評価手法の断層変位設計の枠組み確立への活用の考え方

断層変位フラジリティは、構造物の現実的応答が現実的耐力を上回った時の条件付確率として評価される。現実的応答・耐力は共に対数正規分布に従うとし、それぞれ中央値・対数標準偏差で表される(図1)。一方、耐震設計の基本的考え方は、設計応答値と設計許容値との離隔を安全率で表し、前者は実応答値より大きめに後者は実許容値より小さめに保守的に設定される(図1)。断層変位に関する実応答値・実許容値を合理的に設定することで、断層変位設計の枠組みを確立し得る。合理的設定手法として、フラジリティ評価での現実的応答・耐力の中央値を活用し、設計応答値・設計許容値を設定することが挙げられる。

3. 断層変位設計の枠組み確立に係る試評価例

著者等は、断層変位に対する原子炉建屋等のフラジリティ評価の一環として、現実的応答及び耐力の中央値と設計応答値及び設計許容値との関係の評価を試みた(図2)。図は設計許容値(RC規準式短期許容せん断応力 f_s)の2倍を現実的耐力の中央値と見做し、建屋各位置

(質点83, 84, 86)での現実的応答(せん断応力)を示す。図から、設計許容値 f_s からどの程度の設計安全率を確保し、設計応答値を設定すれば合理的かが示唆される。今後このような離隔に係るデータの蓄積によって断層変位設計の枠組みの高度化が期待される。

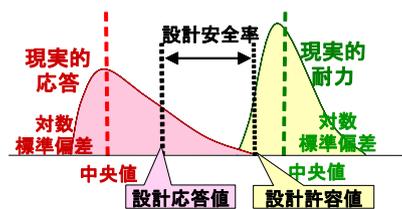


図1 考え方の概念

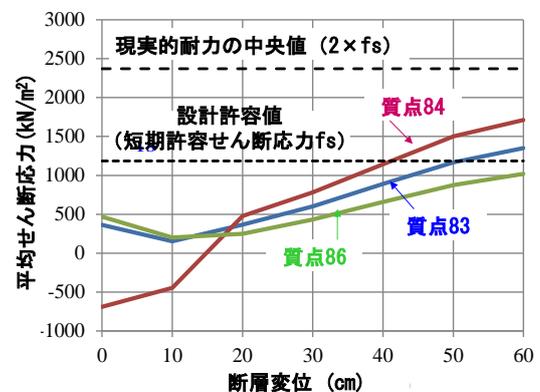


図2 試評価例

参考文献 [1]原子力学会(AESJ-SC-P006:2015,2015.12), [2]堤他(JCOSSAR,2015.9)

*Katsumi Ebisawa¹, Hedeaki Tsutsumi¹ and Yoshinori Mihara²

¹Central Research Institute of Electric Power Industry, ²Kajima Corporation

断層変位フラジリティ評価手法の活用

(2) 断層変位の重要土木構造物への影響評価例

Utilization of fragility evaluation method on fault displacement PRA

(2) Evaluation Example regarding Influence of Fault Displacement on Sea Water Channel

*堤 英明¹, 蛭沢 勝三¹, 浜田 友康², 美原 義徳²,

¹電力中央研究所, ²鹿島建設

抄録: フラジリティ評価手法を活用し断層変位設計の枠組み確立を目指し、取水ダクトを対象として、機能喪失状況、設計許容値/設計値、フラジリティ評価における機能限界等について検討した

キーワード: 断層変位フラジリティ, 断層変位設計, 取水ダクト, 機能損傷, 設計許容値・設計応答

1. 背景・目的

日本原子力学会は地震 PRA 実施基準改定(2015) [1] において、断層変位フラジリティ評価手法等を規定した。我が国では、断層変位に対する設計体系は明確に確立されていない。著者等はフラジリティ評価と断層変位設計をシームレスに捉え、フラジリティ評価手法を活用し断層変位設計の枠組み確立を目指している。本報では、同枠組み確立の一環として、重要土木構造物を対象として、機能喪失状況、設計許容値/設計値、フラジリティ評価用応答係数と機能限界等との関係について検討した。

2. 断層変位による地中構造物の評価条件・方法の概要

(1) **検討対象** 検討対象は、断層変位の影響が大きい長尺の取水系地中 RC 造ボックスカルバート((全長48m、2連構造×3セグメント構成のダクト)とした。傾斜角40度の逆断層が硬質地盤面(Vs700cm/s)に設置されたダクト底版中央部下方へ作用すると仮定した(図1)。同ダクトへ1cm, 5cm, 10cmの断層変位を与え、ダクトや周辺地盤の挙動を3次元FEM解析により分析し、構造物や通水機能への影響を検討した。

(2) **ダクトへの影響評価** 影響評価は設計時のコンクリートや鉄筋の許容応力に対する比率を目安に行った。具体的には断層変位解析(弾性範囲)で求めたダクト断面力を用いて応力を評価し、コンクリート標準示方書2002 [2] 許容応力照査(曲げ/せん断)を行った。断層変位の入力方向から、RCダクト壁構造の面内せん断破壊が卓越する可能性が高いため、曲げ・せん断の組合せ断面力で照査した。

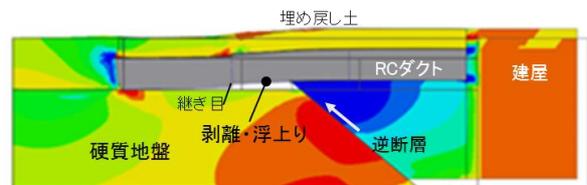


図1 断層変位によるRCダクトの挙動

3. 断層変位によるダクトの機能喪失検討結果

強制変位に対するセグメントや周辺地盤の挙動に着目し、RC躯体の損傷や通水機能への影響について分析し、次の研究成果を得た。

① 断層上盤と断層下盤の相対変位により、ダクト底版が地盤と剥離して浮上り、セグメント間の継ぎ目で沈下が生じる(図1)。② 10cmの断層変位での当該セグメントの線形応答力は許容値を約3倍上回る(図2)。③ RCダクト本体/配管応力/支持架構の変形状況から、通水機能は保持される。④ 断層変位フラジリティ評価と断層設計とのシームレスな体系確立のため有用情報を把握した。

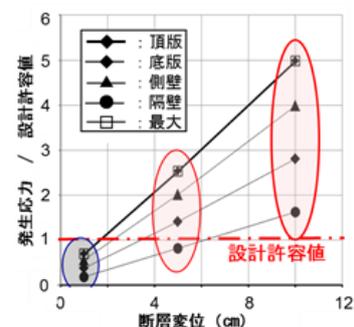


図2 ダクト損傷の試評価

参考文献 [1] 原子力学会: AESJ-SC-P006:2007,2015. [2] 土木学会: コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕2002

Hideaki Tsutsumi¹, Katsumi Ebisawa¹, Tomoyasu Hamada² and Yoshinori Mihara²

¹Central Research Institute of Electric power Industry, ²Kajima Corporation

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

[3M06-10] Statistical Safety Evaluation

Chair: Takanori Kitada (Osaka Univ.)

Wed. Mar 29, 2017 10:45 AM - 12:00 PM Room M (16-504 Building No.16)

[3M06] Analysis of In-Vessel Retention for AP1000™ using Risk-Oriented Accident Analysis Methodology

*Satoshi Tsuda¹, Hisaki Sato¹, Yoshio Kawano¹, Yukitaka Yamazaki², Yasunobu Fujiki¹ (1. TOSHIBA, 2. Westinghouse Electric Japan)

10:45 AM - 11:00 AM

[3M07] Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

*Kenichi Harada¹, Hirohisa Kaneko², Takamasa Miyaji³, Taichi Takii⁴, Akira Mototani⁵ (1. Chubu Electric Power Co., 2. GNF-J, 3. NFI, 4. HGNE, 5. Toshiba)

11:00 AM - 11:15 AM

[3M08] Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

*Teppei Yamana¹, Tadashi Ikehara¹, Hirohisa Kaneko¹, Masayuki Tojo¹, Kenichi Harada² (1. GNF-J, 2. Chubu Electric Power Co.)

11:15 AM - 11:30 AM

[3M09] Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

*Yu Jinguji¹, Takeshi Yamada¹, Kenjiro Yamamoto², Teppei Yamana², Kenichi Harada³ (1. Hitachi-GE, 2. GNF-J, 3. Chubu Electric Power Co.)

11:30 AM - 11:45 AM

[3M10] Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

*Takamasa Miyaji¹, Ryosuke Nakamura¹, Mikio Tokashiki¹, Kenichi Harada² (1. NFI, 2. cepco)

11:45 AM - 12:00 PM

ROAAM 手法による AP1000TM の溶融デブリ炉内保持 (IVR) 成立性評価

Analysis of In-Vessel Retention for AP1000TM using Risk-Oriented Accident Analysis Methodology

*津田 諭¹, 佐藤 寿樹¹, 河野 義雄¹, 山崎 之崇², 藤木 保伸¹

¹東芝, ²ウェスチングハウス・エレクトリック・ジャパン

AP1000TM の設計に採用されている溶融デブリ炉内保持 (In-Vessel Retention: IVR) の成立性を近年の研究による知見を用いて評価した結果、IVR 成功確率が向上することを確認した。

キーワード：溶融デブリ炉内保持, シビアアクシデント, ROAAM, AP1000

1. 緒言

1,100 MWe 級加圧水型原子炉(PWR)の AP1000TM は、シビアアクシデント時に溶融デブリを原子炉容器の外部から冷却し、原子炉容器内に保持 (In-Vessel Retention: IVR) する設計を採用している。米国原子力規制委員会 (NRC) による AP1000TM の安全審査^[1]では、不確実性を含む事象の評価に有効な ROAAM (Risk-Oriented Accident Analysis Methodology) 手法が用いられて AP1000TM の IVR の成立性が認められたが、IVR の成否を決める原子炉容器外表面の熱流束 Q および限界熱流束 Q_{CHF} (図 1 参照) の算出において、溶融金属量や格納容器圧力等の条件が過度に保守的に設定されていた。

2. 評価方法

これに対し、本研究では近年の知見^{[2], [3]}を用いて、溶融デブリの化学反応量を定量的に評価して熱流束 Q を算出し、また、大気圧条件下での試験結果を用いていた限界熱流束 Q_{CHF} をシビアアクシデント時の格納容器圧力等を考慮して評価することで、AP1000TM の IVR 成立性に関わる熱流束 Q および限界熱流束 Q_{CHF} をより実事象に近い条件で評価した。

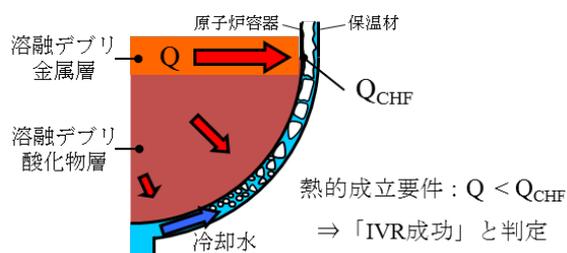


図 1 IVR 成立性評価の概略 (二層構造の例)

3. 評価結果

熱流束 Q の評価に関わる不確実性を有するパラメータとして、崩壊熱、Zr の酸化割合、溶融する UO_2 の質量は NRC による評価と同様の確率分布を与え、限界熱流束 Q_{CHF} の評価に関わる不確実性を有するパラメータとして、格納容器圧力および原子炉容器冠水水位は実事象を考慮した確率分布を新たに与え、熱流束 Q と限界熱流束 Q_{CHF} の比を数千回のオーダーで算出した結果、AP1000TM の IVR 成功確率は 99.9% 以上 (失敗確率 0.1% 未満) となることを確認した。0.1% 未満という確率は、ROAAM 手法において発生確率が最も低いレベルに分類され、事象発生は物理的に不合理であるとされる確率である。

4. 結論

これまで過度に保守的な条件で評価されていた 1,100 MWe 級 PWR の AP1000TM の IVR 成立性を近年の知見を反映した実事象に近い条件で評価した結果、IVR 失敗が物理的に起こりえない程度まで IVR 成功確率が向上することを確認した。

参考文献

- [1] H. Esmaili, M. Khatib-Rahbar and S. Basu, "Analysis of In-Vessel Retention and Ex-Vessel Fuel Coolant Interaction for AP1000," NUREG/CR-6849 (2004)
- [2] K. Aoki, H. Sato, K. Mizuguchi, K. Okonogi and H. Nishi, "Development of Calculation Method for Heat Flux from Molten Debris during In-Vessel Retention," Proceedings of ICAPP, Paper 14078 (2014)
- [3] K. Aoki, C. Iwaki, H. Sato, Y. Fujiki, D. Kanamori, "Development of Correlation of Critical Heat Flux Measurement during In-Vessel Retention," Proceedings of ICAPP, Paper 16451 (2016)

*Satoshi Tsuda¹, Hisaki Sato¹, Yoshio Kawano¹, Yukitaka Yamazaki² and Yasunobu Fujiki¹

¹Toshiba Corporation, ²Westinghouse Electric Japan Ltd.

統計的安全評価手法における核計算コードに起因する不確かさ伝播に関する検討

(1) 全体計画

Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

(1) Overview

*原田 健一¹, 金子 浩久², 宮地 孝政³, 滝井 太一⁴, 本谷 朗⁵

¹中部電力, ²GNF-J, ³NFI, ⁴日立 GE, ⁵東芝

本シリーズ発表では、統計的安全評価手法における核的パラメータの不確かさに関する検討に関連し、核データライブラリ不確かさおよび製造公差の影響について報告する。発表(1)では、全体計画を示す。

キーワード： BWR, 統計的安全評価手法, 不確かさ

1. 緒言

現在、国内における BWR のプラント過渡に対する安全解析は、1点近似動特性モデルと保守的条件の組み合わせにより行われることが多いが、炉心燃料の高度化に伴い、3次元動特性モデルを用いた統計的安全評価手法の導入の必要性が高まってきている。統計的安全評価手法においては、3次元動特性モデルを備えた最適評価 (BE) コードを用いて、モデルや入力データの不確かさを考慮した統計解析を行う。その際、安全評価において判断基準への適合性を確認する上で、不確かさを定量化することは非常に重要であり、従来考慮されてきた不確かさ要因に加え、プラント過渡事象の模擬において入り込む可能性のある不確かさ要因を網羅的に抽出し、またその影響度に応じて、明示的に不確かさ要因として考慮するのか、その他の保守性に含めて考慮するのかといった取扱いを決定する必要がある。

2. 全体計画

プラント過渡解析を行う上で、現行の評価システムは燃料集合体計算コード、3次元炉心計算コード、3次元原子炉過渡解析コードで構成されており、この一連の解析フローにおける不確かさを定量化する。ここで不確かさは、(A) 概念モデル、(B) 数学的モデル、(C) 入力データ、計算条件、(D) その他、の不確かさに分類することができる。例えば、(A)、(B) に対しては試験結果や連続エネルギーモンテカルロ核計算との比較を行うことで、不確かさを定量化する。(C) に対しては、核データライブラリ、燃料集合体計算におけるチャンネル内ボイド分布、経年変化 (チャンネル曲り、制御棒減損)、プラントヒートバランスによる不確かさなどがある。これらは、従来はノミナル値を用いることが一般的であったが、これらの不確かさを解析コードに取り込んだ評価を行うことで、その影響度を確認し、統計的安全評価手法における取り扱いについて検討する。

3. 結論

本シリーズ発表では、次の内容について報告する。①共分散核データを用いた燃料集合体計算、3次元炉心計算、3次元原子炉過渡解析過渡解析までの一貫した評価に基づき、負荷遮断バイパス弁不作動事象に対する核データライブラリ不確かさの影響度が小さいこと及び現行の統計的安全評価手法の適用性を確認した。②同じく燃料製造公差の影響についても同様の評価を行い、その影響度が小さいことを確認した。

今後、プラントヒートバランス、熱水力モデルによる不確かさについても定量化し、TRAC を用いた統計的安全評価手法における不確かさの取り込み方法を検討していく。

*Kenichi Harada¹, Hirohisa Kaneko², Takamasa Miyaji³, Taichi Takii⁴ and Akira Mototani⁵

¹ Chubu Electric Power Co., Inc, ² GNF-J, ³ NFI, ⁴ Hitachi GE, ⁵ Toshiba

統計的安全評価手法における核計算コードに起因する不確かさ伝播に関する検討

(2) 共分散核データの静特性解析への影響

Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

(2) Influence of nuclear data covariance on static analysis

*山名 哲平¹, 池原 正¹, 金子 浩久¹, 東條 匡志¹, 原田 健一²

¹GNF-J, ²中部電力

本シリーズ発表では、統計的安全評価手法における核的パラメータの不確かさに関する検討について報告する。発表(2)(3)では、核データライブラリ不確かさの影響を示す。

キーワード：BWR、共分散、ランダムサンプリング法、LANCR、AETNA

1. 緒言

前報^{1),2)}にて、共分散核データを起源とする BWR 炉心特性不確かさ評価システムの整備について報告した。手法は、核データ共分散マトリックスから断面積ゆらぎを取り込んで、格子計算コード LANCR、炉心計算コード AETNA を一貫して実行するランダムサンプリング法による。本システムを用いて核データ不確かさが炉心特性に及ぼす影響を定量化するとともに、炉心のフィードバックによる不確かさ低減効果を確認したので、その結果について報告する。

2. 核データ不確かさ影響の定量化

評価に用いた共分散核データは前報¹⁾と同じくアクチナイド核種に J4.0、FP 核種に B7.1 (但し、Pu240 は B7.1) を採用し、Gd を含む多くの核種の核データ不確かさを取り込んだものである。それにより、格子計算段階 (BWR9×9 ウラン燃料 (濃縮度 4.2wt%/Gd 棒 13 本)、40%ボイド率) の不確かさは、無限増倍率については相対標準偏差 0.5%~1.2%程度となり (図 1)、核データ不確かさによる炉心特性への影響が大きい可能性が考えられた。

しかしながら、炉心計算段階 (13ヶ月運転、ABWR 平衡炉心) では、実効増倍率については格子計算段階と同様に相対標準偏差 0.5%程度の有意な不確かさであったが、熱的制限値である最大線出力密度、最小限界出力比については相対標準偏差 1%以下の比較的小さな不確かさであった (図 2)。

3. 炉心フィードバック効果による不確かさ低減効果

熱的制限値の不確かさが相対標準偏差 1%以下と小さい理由として、ボイド等のフィードバック効果による出力分布平坦化が寄与していることが考えられる。フィードバック効果の影響を確認するために、瞬時の炉内ボイド率・燃料温度・キセノン数密度分布を固定して (ボイド・ドップラ・キセノンフィードバックなし)、最大線出力密度の不確かさを評価したところ、通常計算 (ボイド・ドップラ・キセノンフィードバックあり) よりも有意に大きいデータのバラつきがみられ (図 3)、炉心のフィードバック効果による最大線出力密度の不確かさ低減効果が確認された。

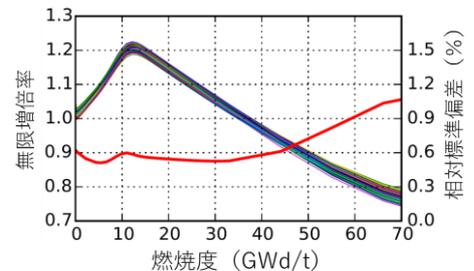


図 1. 格子計算結果

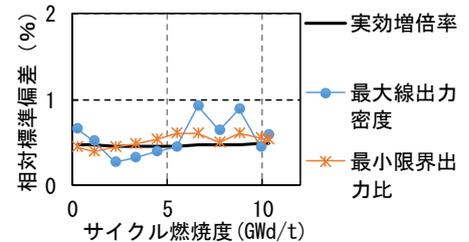


図 2. 炉心計算結果

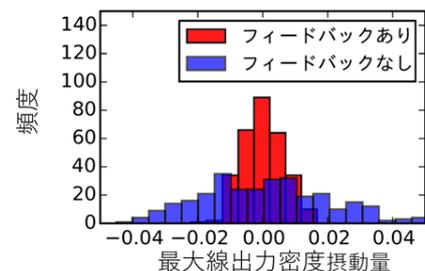


図 3. フィードバック効果 (サイクル初期)

参考文献

[1] 池原、他、日本原子力学会秋の年会、2HO1 (2016), [2] 山名、他、日本原子力学会秋の年会、2HO2 (2016)

¹Tepei Yamana, ¹Tadashi Ikehara, ¹Hirohisa Kaneko, ¹Masayuki Tojo, ²Kenichi Harada

¹GNF-J, ²Chubu Electric Power Co., Inc

統計的安全評価手法における核計算コードに起因する不確かさ伝播に関する検討

(3) 共分散核データの動特性解析への影響

Study on uncertainty propagation due to nuclear analysis codes on statistical safety evaluation method

(3) Influence of nuclear data covariance on transient analysis

*神宮司 悠¹, 山田 雄士¹, 山名 哲平², 山本 賢治郎², 原田 健一³

¹日立GE, ²GNF-J, ³中部電力

本シリーズ発表では、統計的安全評価手法における核的パラメータの不確かさに関する検討について報告する。発表(2)(3)では、核データライブラリ不確かさの影響を示す。

キーワード : BWR、共分散、ランダムサンプリング法、統計的安全評価手法、LANCR、AETNA、TRACG

1. 緒言

共分散核データを起源とする GNF-J の BWR 炉心特性不確かさ評価システム¹⁾²⁾に 3 次元動特性計算コード TRACG を接続することで、過渡解析までの一貫した不確かさが評価できる。本システムを用いて核データライブラリ不確かさが炉心の過渡特性に及ぼす影響を定量化した。また、核データライブラリ不確かさを対象として TRACG において炉心パラメータを摂動させる計算³⁾(以下、TRACG 従来統計手法という)を実施し、得られた不確かさを LANCR-AETNA-TRACG の一貫したランダムサンプリング法(以下、一貫ランダムサンプリング法という)によるものと比較して適用性を確認した。

2. 核データライブラリ不確かさ影響の定量化

本評価は発表(2)で評価した炉心計算(13ヶ月運転、ABWR 平衡炉心)の結果を用いて、発電機負荷遮断タービンバイパス弁不作動事象について過渡解析を実施した。過渡開始時の初期 MCPR で規格化した Δ MCPR (以下、 Δ CPR/ICPR という)について不確かさの影響は相対標準偏差で約 1.6%と過渡への影響は小さいことが分かった。

3. TRACG 従来統計手法への適用性

上述の一貫ランダムサンプリング法を参照解とし、核データライブラリ不確かさの影響評価について、TRACG 従来統計手法の適用性を検討した。すなわち、一貫ランダムサンプリング法による炉心計算段階で得た炉心パラメータ(ポイド係数等)の標準偏差およびその分布形状を用いて、それぞれ独立にランダムサンプリングを実施して TRACG 解析用の入力を作成し過渡解析を実施した(図1)。この結果、 Δ CPR/ICPR について不確かさの影響は相対標準偏差で約 1.9%となり、一貫ランダムサンプリング法を用いた不確かさ評価との差は約 0.3%となった。このような差が生じる主な要因は、TRACG 従来統計手法では共分散核データライブラリ不確かさに起因する炉心パラメータ間の相関を考慮せずそれらを独立した変数として扱っているため、共分散の影響が失われているためであると考えられる。このように本事象では一貫ランダムサンプリング法の方が炉心パラメータ間の相関により Δ CPR/ICPR の不確かさが低減されることが確認された。よって、本事象において核データライブラリ不確かさを対象とした TRACG 従来統計手法の適用性を確認できた。

参考文献

- [1] 池原、他、日本原子力学会秋の年会、2HO1 (2016)、[2] 山名、他、日本原子力学会秋の年会、2HO2 (2016)、
[3] 越智、他、日本原子力学会秋の年会、L32 (2010)

¹Yu Jinguji, ¹Takeshi Yamada, ²Teppey Yamana, ²Kenjiro Yamamoto, ³Kenichi Harada,

¹Hitachi-GE, ²GNF-J, ³Chubu Electric Power Co., Inc.

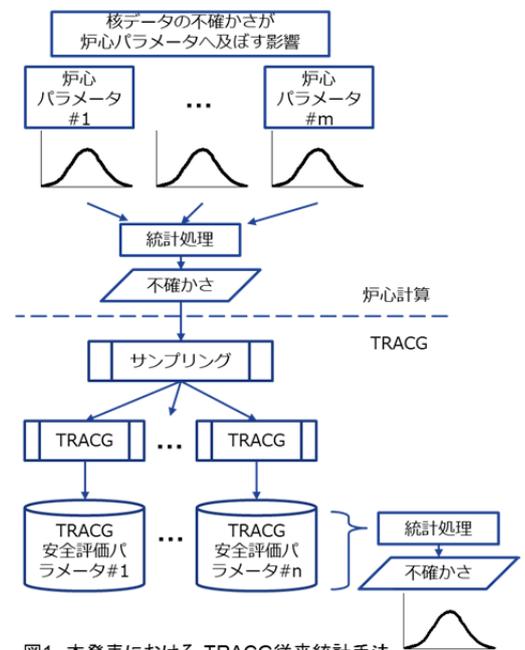


図1. 本発表における TRACG 従来統計手法

統計的安全評価手法における 核計算コードに起因する不確かさ伝播に関する検討 (4) 製造公差の静特性解析及び過渡解析への影響

Study on Uncertainty Propagation due to Nuclear Analysis Codes on Statistical Safety Evaluation Method
(4) Influence of Manufacturing Tolerance to Static and Transient Analyses

*宮地 孝政¹, 中村 良輔¹, 渡嘉敷 幹郎¹, 原田 健一²

¹原子燃料工業 (株), ²中部電力 (株)

本シリーズ発表では、統計的安全評価手法における核的パラメータの不確かさに関する検討のうち、燃料の製造公差の影響を示す。

キーワード : BWR、統計的安全評価手法、不確かさ、プラント過渡解析、製造公差、 Δ MCPR

1. 緒言 現行のプラント過渡解析評価手法においては、燃料の製造公差による影響はSLMCPR評価においては考慮しているものの、反応度係数、スクラム特性などについては考慮していない。燃料の製造公差の影響を取り込んだ燃料集合体計算コード、3次元炉心計算コード、3次元原子炉過渡解析コードによるプラント過渡解析を行い、その影響を評価した結果を示す。

2-1. 解析対象と事象 9×9燃料 (B型) を装荷したABWRプラント、平衡サイクル炉心を対象に、「発電機負荷遮断、タービンバイパス弁不作動」事象についてプラント過渡解析を行い、 Δ MCPR (定常時MCPRからの過渡時最大変動量) を評価した。なお評価は、事象が厳しくなるサイクル末期で実施した。また使用コードは、改良NEUPHYS^[1] (燃料集合体計算コード)、改良COS3D^[2] (3次元炉心計算コード)、TRAC-BF1/COS3D^[3] (3次元原子炉過渡解析コード) を用いた。

2-2. 燃料の製造公差のモデル化 燃料の製造公差として、ペレットの外径・密度・濃縮度、等を対象とし、当該公差を 2σ とする正規分布にしたがって各公差項目の摂動量をランダムに生成 (ただし、各公差項目間の相関無視、公差を超える摂動量は評価ケースから除外) し、当該摂動量を各燃料棒単位で改良NEUPHYS入力へ反映した。また解析のモデル化上、以下の簡略化を行った。

- (a) 計算コード上の制約のため、集合体内の1/2対称位置の燃料棒に対しては、同一の摂動量を与えた (全72本中、摂動のバリエーションは39本分用意)。
- (b) 平衡炉心を作成する都合上、同位置に装荷される取替燃料の摂動量として同一のものを用いた。
- (c) 1/4炉心体系でも、十分、現実的な模擬が可能と考えられることから、1/4対称性を仮定した。
- (d) Δ MCPRへの有意な感度が得られるよう、燃料棒の上半分と下半分で異なる摂動量を与えた (Δ MCPRへの影響が支配的なパラメータとして「ボイド係数」と「スクラム反応度に影響のある『軸方向出力分布』」があるが、左記は後者の「軸方向出力分布」への影響を最大化するため)。

2-3. 評価結果 乱数シードが互いに異なる複数炉心の解析の結果、「過渡開始時の初期MCPRで規格化した Δ MCPR」変動量の標準偏差は0.0007であった。各パラメータの影響の大小を把握するため、「各パラメータが Δ MCPRへ与える感度係数 (Δ MCPRを y , 表1の各パラメータを x_i としてフィッティング式にフィッティングした際の係数として評価)」と「パラメータ x_i 間の共分散」より、表1の結果を得た (表1から推定される Δ MCPR変動量の標準偏差は0.0005であり、前記直接計算の結果0.0007を概ね再現)。また表1より、支配的なパラメータは「スクラム指標値」と「MCPR発生バンドルのバンドル出力」であり、何れも「三次元出力分布関連パラメータ」である。ボイド係数や遅発中性子割合などは、炉心全体での摂動量の平均化過程 (燃料棒、集合体間での摂動効果の相殺) によって「影響が小さくなった」と考えられる。

3. 結論 燃料の製造公差が Δ MCPRへ与える影響は、標準偏差で0.0007と小さかった (その直接的要因は「三次元出力分布の変動によるものが主」と見られる)。したがって、「統計的安全評価手法において考慮すべき変動パラメータ」としては有意でないことが確認された。

参考文献

- [1] Y. KANAYAMA, et al., "Validation of NFI BWR Fuel Assembly Design Code NEUPHYS with Critical Experiment," ANFM 2009.
- [2] M. TOKASHIKI, et al., "Validation of NFI BWR Nuclear Design system for MOX loading Core Analysis: Tracking Analysis of Gundremmingen Unit B," ANFM 2009.
- [3] A. UI, et al., "Peach Bottom 2 Turbine Trip Simulation using Best Estimate Coupled 3-D Core and Thermal-Hydraulic System, TRAC-BF1/COS3D," PHYSOR 2002.

*Takamasa Miyaji¹, Ryosuke Nakamura¹, Mikio Tokashiki¹ and Kenichi Harada²

¹Nuclear Fuel Industries, Ltd., ²Chubu Electric Power Co., Inc.

表1 各パラメータの不確かさ伝播量^{注1} ($\times 10^{-7}$)

	x1	x2	x3	x4	x5
x1	0.1	0.0	0.0	-0.2	-0.4
x2		0.2	0.0	0.1	-0.4
x3			0.1	-0.1	-0.4
x4				1.0	-0.2
x5					2.9

凡例 :

- x1: ボイド係数
- x2: 遅発中性子割合、
- x3: MCPR発生位置のR因子
- x4: MCPR発生位置のバンドル出力
- x5: スクラム指標値

注1 :

$$\left(\frac{\partial f}{\partial x_i}\right)^2 \cdot V(x_i) \text{ or } 2 \cdot \left(\frac{\partial f}{\partial x_i}\right) \left(\frac{\partial f}{\partial x_j}\right) \cdot COV(x_i, x_j)$$

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

[3M11-16] Probabilistic Risk Assessment

Chair: Yasushi Okano (JAEA)

Wed. Mar 29, 2017 2:45 PM - 4:20 PM Room M (16-504 Building No.16)

[3M11] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Hiroyuki Sato¹, Akemi Nishida¹, Ken Muramatsu², Hitoshi Muta², Tatsuya Itoi³, Tsuyoshi Takada³, Masayuki Tanabe⁴, Tsuyoshi Yamamoto⁴ (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo City University, 3. The University of Tokyo, 4. JGC Corporation)

2:45 PM - 3:00 PM

[3M12] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Kosuke Matsuda¹, Ken Muramatsu¹, Hitoshi Muta¹, Hiroyuki Sato², Akemi Nishida², Tatsuya Itoi³ (1. Tokyo City University Graduate Division, 2. JAEA, 3. Tokyo University)

3:00 PM - 3:15 PM

[3M13] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Tatsuya Itoi¹, Tsuyoshi Takada¹, Akemi Nishida², Ryohei Tanaka¹, Takenori Hida¹ (1. The University of Tokyo, 2. Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[3M14] Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

*Yuki Honda¹, Hiroyuki Sato¹, Yosuke Shimazaki¹, Shigeaki Nakagawa¹, Hirofumi Ohashi¹ (1. Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[3M15] Study on Evaluation Method of Internal Flooding Scenario Considering Time Uncertainty

*Shohei Nakai¹, Satoshi Takeda¹, Takanori Kitada¹ (1. Osaka University)

3:45 PM - 4:00 PM

[3M16] The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

*Kazuhiro Sugihara², Mutsuhiro Nakata¹, Toshihiro Aida¹, Daisuke Suimon¹, Shinichi Hamatani¹, Hiroto Matsumoto², Takuma Takahashi², Takayuki Negishi² (1. Hokuriku Electric Power Co., 2. Nuclear Engineering and Services Co.)

4:00 PM - 4:15 PM

高温ガス炉の確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の開発

(3) 研究概要及び進捗

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

(3) Project overview and progress

*佐藤博之¹, 西田明美¹, 村松健², 牟田仁², 糸井達哉³, 高田毅士³, 田辺雅幸⁴, 山本剛⁴

¹原子力機構, ²東京都市大学, ³東京大学, ⁴日揮

高温ガス炉の設計上や安全上の特徴を考慮した確率論的リスク評価手法確立を目標に、静的機器多重故障時の事故シーケンス評価手法やソースターム評価手法、地震時の具体的な事故シナリオ検討に資するフラジリティ評価手法構築を進めている。

キーワード：高温ガス炉、確率論的リスク評価

1. 緒言 東京電力福島第一原子力発電所事故を受け、原子力プラント安全性向上に確率論的リスク評価（PRA）活用が必要である。本研究では、高温ガス炉 PRA 実施上の課題解決に向けた検討を進めている。

2. 事故シーケンス評価手法の開発 地震起因による静的機器多重故障を考慮した事故シーケンス評価手法を構築する。これまでに、起因事象分類方法構築やシステム信頼性解析コードへのソースターム情報取込みに係る改良を完了した。

3. ソースターム評価手法の開発 建屋及び黒鉛構造物損傷を考慮したソースターム評価手法を構築する。これまでに、公衆被ばくリスク上の重要因子抽出やこれら因子に係る建屋及び黒鉛構造物の損傷評価モデル、ソースターム評価計算コードシステム構築を完了した。

4. フラジリティ評価手法の開発 地震時の具体的な事故シナリオ検討に資するフラジリティ評価手法を構築する。これまでに、地震応答解析用の建屋及び主要機器 3次元有限要素モデル構築や地震時確率論的応答解析コードの雛形作成を完了した。

5. 実用高温ガス炉への適用性評価 開発手法を適用して実用高温ガス炉 GTHTR300 [1]ベースのモデルプラントにおける低頻度高影響事象のリスクプロファイルを同定する。これまでに、概略的なイベントツリー/フォールトツリーモデル試作や1次系配管及びスタンドパイプ破損を起因事象に原子炉停止及び炉心冷却機能喪失が重畳する事象の核熱流動特性評価を完了した。

謝辞

本研究は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の一部として実施している。

参考文献

[1] K. Kunitomi et al., "Japan's future HTR – the GTHTR300," Nucl. Eng. Des., 233, 309-327 (2004).

*Hiroyuki Sato¹, Akemi Nishida¹, Ken Muramatsu², Hitoshi Muta², Tatsuya Itoi³, Tsuyoshi Takada³, Masayuki Tanabe⁴,

Tsuyoshi Yamamoto⁴

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Tokyo City University, ³The University of Tokyo, ⁴JGC Corporation

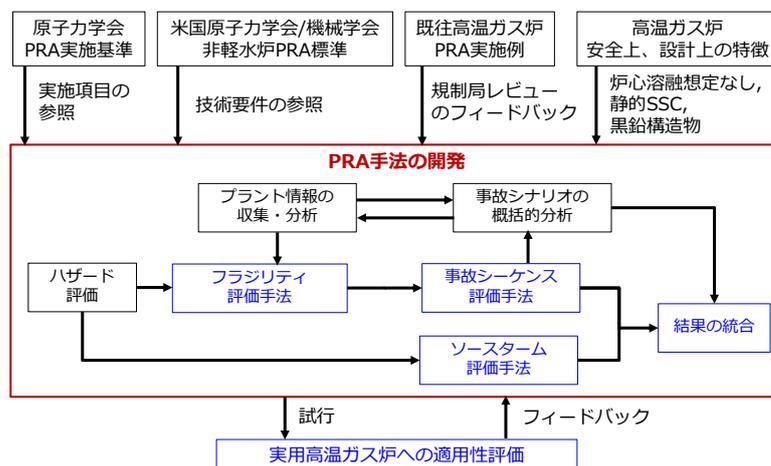


図1 全体概要

高温ガス炉の確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の開発

(4) 地震 PRA のための配管の複数破断を含む 事故シーケンスを表現するイベントツリーの作成法の検討

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

(4) Development of Event Tree Construction and Quantification Method

for Accident Sequences Involving Multiple Piping Ruptures in Seismic PRA

*松田 航輔¹, 村松 健¹, 牟田 仁¹, 佐藤 博之², 西田 明美², 糸井 達哉³

¹東京都市大学, ²日本原子力研究開発機構, ³東京大学

高温ガス炉における地震起因の原子炉冷却材配管の複数破断を含む事故シーケンス群について、ソースタームの支配因子を考慮した起因事象モデルを基に、SECOM2-DQFM コードによる試計算を行い、効率的なイベントツリー（ET）作成・定量化方法について検討した。

キーワード：高温ガス炉，地震に関する確率論的リスク評価，配管の複数破断

1. 緒言

高温ガス炉の地震 PRA で想定されるソースタームは原子炉冷却材バウンダリ破断数と破断場所および緩和設備の成否の組み合わせに依存する。高温ガス炉の事故進展とソースタームの情報が十分でないため、階層イベントツリー（階層 ET）を安易に用いることができない。既往の知見により、バウンダリの破断組み合わせ、減圧後の空気流れがソースタームの支配因子になることから、支配因子に注目した起因事象に対する階層 ET の適用が一案として考えられる。そこで、階層 ET と多分岐で表した ET のモデルで試計算を行い、効率的な ET 作成・定量化方法について検討した。

2. 検討方法

階層 ET 及び多分岐 ET の起因事象モデルについて、炉心下方の二重管と上方のスタンドパイプの 1 箇所ずつを破断させる場合の空気侵入を想定し、図 1 に示すような緩和設備を簡易にした ET モデルを考える。図 1 の ET を日本原子力研究開発機構で開発された SECOM2-DQFM コードへの入力のために統合フォルトツリーにしたモデルを図 2 に示す。このモデルを用いて、本コードによる事故シーケンス群の発生頻度を定量評価することで、双方の発生頻度の相違を検討する。

3. まとめ

これまでの計算結果では、想定した破断箇所が少数であるため、双方のモデルの相違があまり見受けられなかった。今後、本モデルをより詳細にして計算を繰り返すことで、高温ガス炉のための効率的かつ精度を維持できる起因事象の分類方法を構築できるとの見通しを得た。

参考文献

[1] 佐藤 博之, 中川 繁昭, 大橋 弘史, 実用高温ガス炉の設計基準事象選定, 2016, 日本原子力研究開発機構

*Kosuke Matsuda¹, Ken Muramatsu¹, Hitoshi Muta¹, Hiroyuki Sato², Akemi Nishida² and Tatsuya Itoi³

¹Tokyo City University, ²Japan Atomic Energy Agency, ³The University of Tokyo



図 1 多分岐 ET 適用のイベントツリーモデル

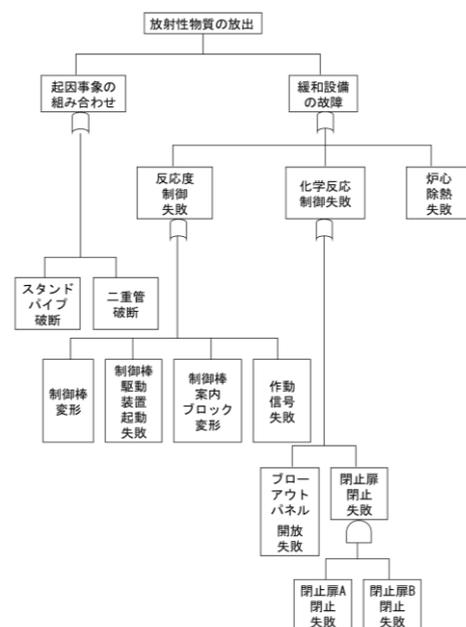


図 2 多分岐 ET 適用の統合フォルトツリー

高温ガス炉の確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の開発

(5) 地震フラジリティ評価手法の開発

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

(5) Development of Seismic Fragility Analysis Method

*糸井 達哉¹, 高田 毅士¹, 西田 明美², 田中 亮平¹, 肥田 剛典¹

¹ 東京大学, ² 日本原子力研究開発機構

An overview of development plan for seismic PRA methodology for high temperature gas-cooled reactors (HTGRs) is discussed focusing on seismic fragility analysis.

Keywords: High Temperature Gas-cooled Reactors, Seismic Risk, Seismic Fragility

実用高温ガス炉の確率論的地震リスク評価手法のための地震フラジリティ評価手法の開発を実施している。提案手法では、地震ハザード評価と震源断層の破壊過程を考慮した地震動シミュレーション(断層モデル)により作成した評価地点の地震環境に適合した地震波群を、入力地震波とする(図1)。これにより、地震ハザード評価で考慮する不確実さを踏まえた地震フラジリティ評価が可能となる。また、事故への寄与が大きい地震動強さ範囲に限り、構造物の非線形性を考慮して実施する時刻歴動的応答解析の結果からフラジリティ曲線を求める(図2)。さらに、広範囲の構造物や設備が同時に地震の影響を受ける共通原因故障を考慮する必要がある。提案手法では、応答や耐力について、それぞれの偶然的な不確実さと認識論的不確実さの相関としてモデル化することで、共通原因故障の影響を考慮する。提案手法は、実用高温ガス炉等の地震に対するリスクを評価し、設計変更等安全性向上の必要性を検討するために資するものと考えられる。

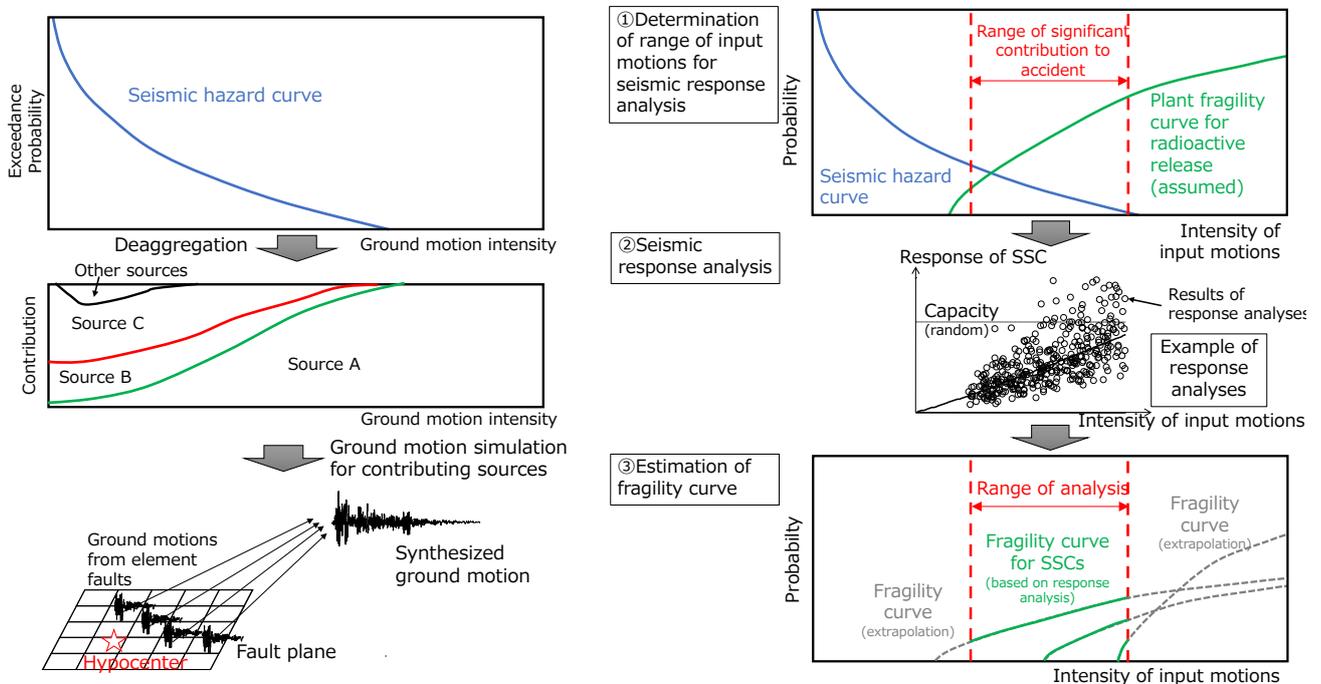


図1 地震フラジリティ評価の入力地震波作成手順

図2 提案する地震フラジリティ評価手法

*Tatsuya Itoi¹, Tsuyoshi Takada¹, Akemi Nishida², Ryohei Tanaka¹ and Takenori Hida¹

¹The University of Tokyo, ²Japan Atomic Energy Agency

高温ガス炉の確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の開発

(6) ソースターム評価手法の開発

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

(6) Development of Source Term Evaluation Method

*本多友貴, 佐藤博之, 島崎 洋祐, 中川 繁昭, 大橋 弘史
原子力機構

構築物及び静的機器が損傷する地震発生時に想定される公衆被ばく上重要な事象について核・熱流動特性評価を行い、ソースターム評価上の重要因子の過渡挙動を明らかにした。

キーワード：高温ガス炉、確率論的リスク評価、ソースターム評価

1. 緒言 高温ガス炉の確率論的リスク評価（PRA）手法確立に向けて、構築物及び静的機器損傷時のソースターム評価手法開発を進めている。本発表では、地震起因の公衆被ばく上重要な事象について、緩和機能喪失の重畳によるソースターム評価への影響を核・熱流動特性の点から評価した結果を報告する。

2. 想定する損傷 構築物及び静的機器が損傷する地震に起因する事象として、空気侵入及び反応度添加を伴う①1次系配管破損(DP)及び②スタンドパイプ破損(SP)を想定した。その要因となる損傷として、図1に示すように、地震による①原子炉圧力容器支持ブラケット損傷及び②スタンドパイプ損傷を想定した。また、緩和機能喪失として、④炉心冷却機能喪失(VCS)及び⑤反応度制御機能喪失(CR)を想定した。その要因となる損傷として、③炉容器冷却設備冷却パネル、流路壁及び炉室天井損傷、⑥炉心黒鉛構造物損傷を想定した。

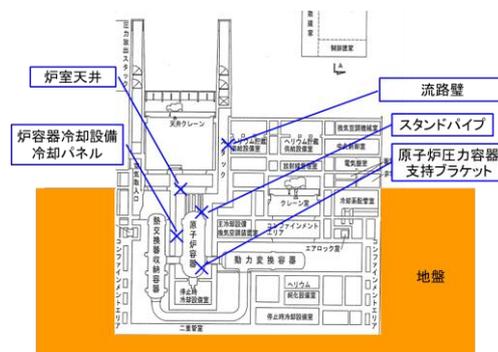
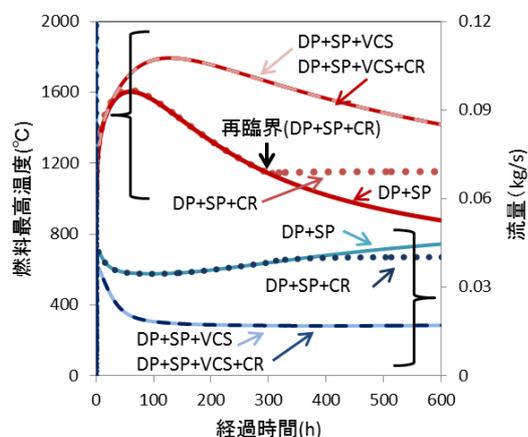


図1 想定する損傷部位

3. 核・熱流動特性評価 緩和機能喪失の重畳がソースターム評価の重要因子である燃料温度及び自然循環流量へ与える影響を評価した。評価結果(図2)から得られた知見を以下に示す。

- ✓ 反応度制御機能喪失が重畳(DP+SP+CR)した場合、再臨界が発生し、その後燃料温度は高温状態で維持される。炉心冷却機能喪失が重畳(DP+SP+VCS)した場合、燃料温度の最高値は1790°Cまで上昇するが燃料被覆層に有意な破損は生じない。
- ✓ 緩和機能の喪失(CRまたはVCS)により炉内温度が高くなることで、粘性係数が大きくなり自然循環流量が小さくなる。
- ✓ ふたつの緩和機能喪失が重畳(DP+SP+CR+VCS)した場合でも、炉心冷却機能喪失重畳時(DP+SP+VCS)と同じ挙動を示す。炉心冷却機能喪失により炉内温度が高くなり負の反応度が添加され、反応度制御機能の有無に関わらず長期間再臨界が発生しないためと考える。



4. 結言 地震起因の公衆被ばく上重要な事象について、緩和機能喪失の重畳がソースターム評価上の重要因子である燃料温度及び自然循環流量に与える影響を明らかにした。

謝辞 本研究は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の一部として実施している。

*Yuki Honda, Hiroyuki Sato, Yosuke Shimazaki, Shigeaki Nakagawa, Hirofumi Ohashi, Japan Atomic Energy Agency

時間進展不確かさを考慮した内部洪水シナリオ評価手法に関する研究

Study on Evaluation Method of Internal Flooding Scenario Considering Time Uncertainty

*仲井 翔平¹, 竹田 敏¹, 北田 孝典¹

¹大阪大学

内部洪水シナリオは機器起動時間の不確かさに依存しているため、それを考慮して内部洪水シナリオの時間進展を評価することは事故対策を検討するうえで重要であると考えられる。そこで内部洪水モデルの時間進展に機器起動時間の不確かさを導入し、炉心損傷確率への影響を考察した。

キーワード：不確かさ、内部洪水

1. 緒言

内部洪水はプラント内のタンクや配管の破断により原子炉施設に水が流入する事象である。その際の水位の上昇によって安全上重要な機器が水没し、その機能が喪失するリスクがある。機器の機能喪失は水没する時間に依存するため、事故対策の為に水没までの時間進展を把握することが重要である。また事故緩和機器が期待された時間に機能しなければ、事故シナリオは変化する可能性がある。そのため機器の起動時間の不確かさを考慮することも重要である。しかし、時間進展の不確かさを考慮した評価手法はまだ確立されていない。そこで本研究では内部洪水シナリオ^[1]に機器起動時間の不確かさを導入した。

2. 不確かさを考慮した手法

空冷式非常用発電装置^[2]について起動時間の不確かさを考慮する。解析開始と同時に空冷式非常用発電装置の起動準備を開始することとし、起動時間は正規分布に従うと仮定して不確かさを表現した。この正規分布は平均値 1800、標準偏差 180 の分布であり、モンテカルロ法により起動時間を得る。そして 100 サンプルの計算を行った。この結果から、炉心損傷確率(CDP)への不確かさの影響を評価する。

3. 不確かさを組み込んだ手法の検証

図 1 より、時間進展の中で機器起動時間の不確かさが CDP に与える影響が表現されている。また、この不確かさを考慮することで、他の機器の機能喪失による CDP の変化を表現できることが確認できる。本研究では解析開始と同時に空冷式非常用発電装置の起動準備を始めており、非常用ディーゼル発電機(EDG)の成功時にも空冷式非常用発電装置による CDP の低減が示される。より現実的な評価をするためには、EDG の失敗判定を行う必要がある。

4. 結論

機器起動時間の不確かさを内部洪水シナリオに導入した。今後、EDG の失敗判定が可能なモデルへの改良を予定している。

参考文献

[1] 松田高志他,原子力学会 2014 年春の年会,N21,2014.

[2] 関西電力株式会社,高浜 3 号炉及び 4 号炉「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料,2014

*Shohei NAKAI¹, Satoshi TAKEDA² and Takanori KITADA^{1,2}

¹Osaka University

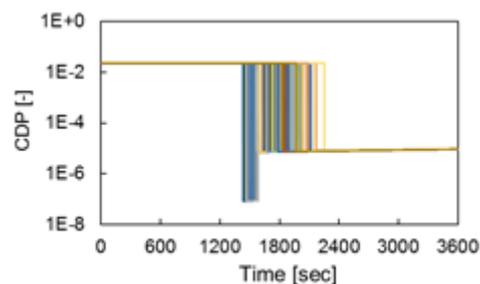


図 1 不確かさを考慮した CDP

志賀原子力発電所2号機におけるPRAモデル整備の取り組みについて

(1) 重大事故等対処設備等を考慮した出力時レベル1PRAの評価結果

The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

(1) PRA evaluation results of SHIKA NPS unit2 during Power Operation(Level1)

*杉原 一洋², 中田 睦洋¹, 四十田 俊裕¹, 水門 大輔¹, 浜谷 眞一^{1,2}, 松本 裕人², 高橋 拓真², 根岸 孝行²

¹北陸電力(株), ²原電エンジニアリング(株)

本稿では、福島第一原子力発電所の事故を踏まえて各種安全対策を講じた志賀原子力発電所2号機（以下、志賀2号機）の安全対策実施前後のプラント状態について出力時レベル1PRAの結果を示す。また、志賀2号機における各種安全対策のリスク低減効果、及び今後のPRAの課題について考察する。

キーワード：確率論的リスク評価（PRA）、出力時レベル1PRA、炉心損傷頻度（CDF）、自主的安全性向上

1. 緒言

北陸電力では、自主的安全性向上の一環としてPRAモデル整備の自営化を段階的に進めている。志賀2号機では、これまで福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、緊急安全対策をはじめ、重大事故等対処設備の設置等、様々な安全対策に取り組んできていることから、定量的にリスク低減効果を確認するため、これらの安全対策を考慮した出力時レベル1PRAのモデル整備を実施した。本稿では、今回整備した出力時レベル1PRAの評価結果を各種安全対策の効果を踏まえて報告する。

2. PRAの対象としたプラント状態

本評価では、志賀2号機（ABWR）に対して、内的事象の出力時レベル1PRAを評価対象とする。なお、ケース1では、プラント設計当初の設備・運用のみを考慮したモデル（SA/AM剥ぎ取り）とし、ケース2では各種安全対策を考慮するモデル（SA/AM考慮）とする。

3. 評価結果

ケース1とケース2の出力時レベル1PRA評価結果を図1に示す。ケース1の全炉心損傷頻度（CDF） 1.2×10^{-4} [／炉年] に対し、ケース2の全CDFは 1.2×10^{-8} [／炉年] となった。ケース1に対してケース2は約4桁低減しており、各種安全対策を実施した結果、出力時レベル1PRAの炉心損傷リスクが低減されていることが確認できた。

ケース1における炉心損傷シーケンス別の評価結果では、高圧注水・減圧機能喪失（TQUX）及び崩壊熱除去機能喪失（TW）の寄与が大きい割合（TQUX；約52.3%、TW；46.8%）を示しているが、ケース2のCDFの数値と比較すると約4桁低減している。この要因は、ケース2では安全対策として、高圧代替注水設備や代替格納容器フィルタベント設備等が追加されており、原子炉注入機能や崩壊熱除去機能の多様化が図られたためである。

なお、北陸電力では、今後も、自主的安全性向上に向けて自営化によるPRAモデル整備の範囲を拡大しており、最新知見を取り込みながらPRAを活用した、志賀2号機の更なるリスク低減の検討や発電所内でのリスク情報活用を進める計画である。

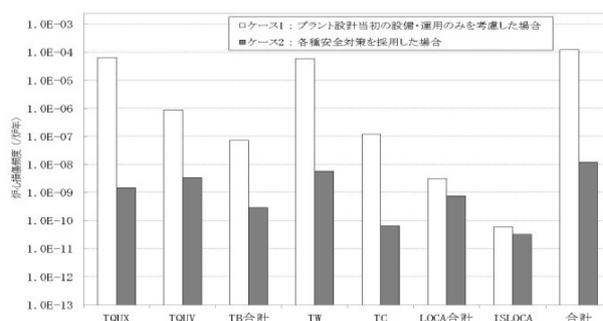


図1 各評価ケースにおける炉心損傷頻度の評価結果

* Kazuhiro Sugihara², Mutsuhiro Nakata¹, Toshihiro Aida¹, Daisuke Suimon¹, Shinichi Hamatani^{1,2}, Hiroto Matsumoto², Takuma Takahashi² and Takayuki Negishi²

¹Hokuriku Electric Power Co., ²Nuclear Engineering and Services Co.