Thu. Sep 6, 2018

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

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room A B11 -B Building

[2A01-05] Analyzing Technique

Chair:Jun Kawarabayashi(Tokyo City Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2A01] Study on the development of resonance ionization scheme of strontium with high isotope selectivity

*Donguk Cheon[1], Yoshihiro Iwata[1], Masabumi Miyabe[2], Shuichi Hasegawa[1] (1. University of Tokyo, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2A02] Evaluation of Cesium Penetration Behavior in Concrete Structural Materials Using EXAFS

*Koki Koshigoe[1], Isamu Sato[1], Naoya Miyahara[2], Eriko Suzuki[2], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2A03] Development of technology for collecting iodine and cesium using argon plasma II

*Hirotaka Ino[1], Glenn Harvel[2], Takeyoshi Sunagawa[1], Yutaro Aoki[1], Ryu Shibaoka[1] (1. Fukui Univ. of Tech., 2. Univ. of Ontario Inst. Tech.)

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

[2A04] Development of Analytical Method for ^{14}C Determination by Mid-Infrared Cavity Ring-down Spectroscopy toward tracer applications

*Ryohei Terabayashi[1,3], Volker Sonnenschein[1], Hideki Tomita[1], Mana Kano-Nakata[1], Shin Takeda[1], Norihiko Nishizawa[1], Masahito Yamanaka[1], Kenji Yoshida[2], Lei Jin[1], Tetsuo Iguchi[1] (1. Nagoya Univ., 2. Sekisui Medical Co., Ltd. , 3. JSPS research fellow)

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

[2A05] Resonant laser secondary neutral mass spectrometry for micro imaging of radioactive isotopes (3)

*Hideki Tomita[1], Kosuke Saito[1], Volker Sonnenschein[1], Tetsuo Iguchi[1], Masato Morita[2], Tetsuo Sakamoto[2], Toshihide Kawai[3], Takeo Okumura[3], Ikuo Wakaida[4], Yukihiko Satou[4] (1. Nagoya Univ., 2. Kogakuin Univ., 3. Japan Neutron Optics Inc., 4. Japan Atomic Energy Agency)

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

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room A B11 -B Building

[2A06-09] Semiconductor Detector

Chair:Ikuo Kanno(Kyoto Univ.)

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

[2A06] Electric characteristics and radiation detection characteristics of BGaN semiconductor detectors

*Natsuki Yamada[1], Takayuki Maruyama[1], Hisaya Nakagawa[1], Yoku Inoue[1], Toru Aoki[2], Takayuki Nakano[1] (1. Shizuoka Univ., 2. R.I.E. Shizuoka Univ.)

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

[2A07] A joint Japan-UK research project for radiation mapping technology development using diamond in ultra-high dose environments

*Yoshiyuki Takahashi[1], Chris Hutson[2], Koichi Takamiya[1], Hironobu Unesaki[1], Thomas Scott[2] (1. Institute for Integrated radiation and nuclear science, Kyoto university, 2. South West Nuclear Hub, University of Bristol)

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

[2A08] Temperature dependence of signal charge transport characteristics of TlBr semiconductor detector

*Ryota Komine[1], Dinh Xuan HOANG[1], Ayumu Hashimoto[1], Keisuke Maehata[1], Naoko Iyomoto[1], Hideaki Onabe[2], Keitaro Hitomi[3], Toshiyuki Onodera[4] (1. Kyushu Univ., 2. Raytech, 3. Tohoku Univ., 4. Tohoku Inst. Tech.)

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

[2A09] Evaluation of fundamental characteristics of TlBr detectors in intense radiation fields

*Mitsuhiro Nogami[1], Keitaro Hitomi[1], Keizo Ishii[1], Toshiyuki Onodera[2], Kenichi Watanabe[3], Tatsuo Torii[4], Yuki Sato[4], Yoshihiko Tanimura[4], Kuniaki Kawabata[4], Hiroyuki Takahashi[5] (1. Tohoku University, 2. Tohoku Institute of Technology, 3. Nagoya University, 4. Japan Atomic Energy Agency, 5. University of Tokyo)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room A B11 -B Building

[2A_GM] 「放射線工学部会」第49回全体会議

[2A_GM] General Meeting

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A B11 -B Building

[2A_PL] Recent development of environmental monitoring method for substances derived from Fukushima Daiichi accident

Chair:Jun Kawarabayashi(Tokyo City Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC

[2A_PL01] Radioactive particles emitted at the 1FNPS accident

Overview of insoluble Cesium particle

*Yukihiko Satou[1] (1. JAEA)

[2A_PL02] Monitering method for radioactive cesium in marine sediment after Fukushima NPP1 accident

*Seiki Ohnishi[1] (1. NMRI)

[2A_PL03] Environmental radiation distribution at seven years after the accident and new technology development

*Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room A B11 -B Building

[2A10-14] Medical Applications

Chair:Kenji Shimazoe(Univ. of Tokyo)

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

[2A10] Feasibility study on a medical radioisotope Mo-99/Tc-99m production using He beam

2. Measurement of radioisotope productions and the excitation functions on zirconium induced by helium

*Masayuki Hagiwara[1], Hiroshi Yashima[2], Toshiya Sanami[1], Shunsuke Yonai[3] (1. High energy accelerator research organization (KEK), 2. Kyoto university, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (QST))

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

[2A11] Study on measurament method of microdosimetry spectrum by using tissue-equivalent gass propotional counter

*Riichiro Nakamura[1], Keisuke Maehata[1], Ryuta Tatsumoto[1] (1. Kyushu Univ.)

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

[2A12] Study on response function of epi-thermal neutron spectrometer for accelerator-based BNCT

*Naoki Suda[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[2A13] Characterization of Real-Time Neutron Thin-Silicon Sensor for Boron Neutron Capture Therapy

*Masahi Takada[1], Satoru Endo[3], Hiroki Tanaka[4], Tetsuro Matsumoto[2], Akihiko Masuda[2], Tomoya Nunomiya[5], Kei Aoyama[5], Satoshi Nakamura[6], Masaru Nakamura[7], Takashi Nakamura[5,8] (1. National Defense Academy of Japan, 2. National Institute Advance Science Technology, 3. Hiroshima University, 4. Kyoto University, 5. Fuji Electric Co., 6. National Cancer Center Hospital, 7. Cancer Intelligence Care System, Inc., 8. Tohoku Univ.)

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

[2A14] A Feasibility Study on B-10 Concentration Measurement in Boron Neutron Capture Therapy

*Ikuo Kanno[1], Daisuke Nishimatsu[1] (1. Kyoto Univ.)

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

4:05 PM - 5:45 PM JST | 7:05 AM - 8:45 AM UTC | Room A B11 -B Building

[2A15-20] Neutron Source and Transport

Chair:Chikara Ito(JAEA)

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

[2A15] Development of a compact neutron source for materials analysis

*Brian E O'Rourke[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2], Koichi Kino[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Daisuke Satou[2,1], Tamao Shishido[2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2], Noriyosu Hayashizaki[1,2,3] (1. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 2. Innovative Structural Materials Association, 3. Tokyo Institute of Technology)

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

[2A17] Analysis of thermal neutron scattering cross-sections of hydrogenous materials for searching novel cold moderators in a small neutron source

*Yutaka Abe[1], Shoichirou Okita[1], Seiji Tasaki[1], Masahiro Hino[2] (1. Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

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

[2A16] An analytical study on the cold neutron moderators for Kyoto University Accelerator-based Neutron Source (KUANS) system

*Shoichirou Okita[1], Seiji Tasaki[1], Yutaka Abe[1] (1. Department of Nuclear Engineering, Kyoto University)

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

[2A18] Effect of proton beam profile and incident position on neutronic performance and structural integrity of a mercury target of the spallation neutron source at J-PARC

(1) Structural integrity of mercury target vessel

*Hiroyuki KOGAWA[1], Takashi NAOE[1], Katsuhiro HAGA[1], Takashi WAKUI[1], Masahide HARADA[1], Shin-ichiro MEIGO[1], Motoki OOI[1], Hiroshi TAKADA[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2A19] Effect of proton beam profile and incident position on neutronic performance and structural integrity of a mercury target of the spallation neutron source at J-PARC

(2) Nuclear heat of mercury target and cold-thermal neutron intensity provided to neutron instrument

*Masahide Harada[1], Hiroyuki Kogawa[1], Takashi Naoe[1], Takashi Wakui[1], Katsuhiro Haga[1], Shin-ichiro Meigo[1], Motoki Ooi[1], Hiroshi Takada[1] (1. JAEA)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2A20] Beam transport optics for compact neutron sources V

*Masahiro Hino[1], Takuya Hosobata[2], Tatsuro Oda[1], Hisao Yoshinaga[2], Hitoshi Endo[3], Norifumi Yamada[3], Shin Takeda[2], Hidetoshi Kawai[2], Yutaka Yamagata[2], Yuji Kawabata[1] (1. Kyoto University, 2. RIKEN, 3. KEK)

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

9:30 AM - 10:40 AM JST | 12:30 AM - 1:40 AM UTC | Room B A21 -A Building

[2B01-04] Accelerator Application for Medical Science and Industry

Chair:Kai Masuda(Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2B01] Prediction of cosmic-ray muon-induced soft error rates for semiconductor memory devices

*Seiya Manabe[1], Yukinobu Watanabe[1], Wang Liao[2], Masanori Hashimoto[2], Shin-ichiro Abe[3] (1. Kyushu Univ., 2. Osaka Univ., 3. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2B02] The development of the neutron measurement technology for the eatablishment of the accelerator-based BNCT

*Daisuke Nio[1], Kaoru Sakasai[1], Hiroshi Nakashima[1], Koichi Takamiya[2], Hiroaki Kumada[3], Susumu Tanaka[3] (1. JAEA, 2. Kyoto University Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science , 3. University of Tsukuba)

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

[2B03] Basic Design of an S-band electron linac for prodution of ^{99}Mo/^{99m}Tc

*Yoshinori Inoue[1], Masashi Yamamoto[2], Mitsuru Uesaka[1], Jaewoong Jang[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. Accuthera)

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

[2B04] Basic design of W-Mo targetry and its ^{99}Mo/^{99m}Tc production capacity

*Jaewoong Jang[1], Katsuyoshi Tatenuma[2], Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. Kaken Inc.)

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

10:40 AM - 12:00 PM JST | 1:40 AM - 3:00 AM UTC | Room B A21 -A Building

[2B05-09] Progress of Accelerator Development for Nuclear Transmutation under ImPACT Program

Chair:Noriyosu Hayashzaki(Tokyo Tech)

10:40 AM - 10:55 AM JST | 1:40 AM - 1:55 AM UTC

[2B05] Advances of Accelerator Technology Development for Nuclear Transumutation in the ImPACT Program

(1)Concept of Accelerator model "Impact 2017 "

*Hiroki Okuno[1], Yoshiharu Mori[3], Hiroyoshi Sakurai[1], Masatoshi Kawashima[2], Reiko Fujita[2] (1. RIKEN, 2. JST, 3. KURRI)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[2B06] Advances of Accelerator Technology Development for Nuclear Transumutation in the ImPACT Program

(2)Prototype of Superconducting Linear Accelerator for intense deuteron beam

*Naruhiko Sakamoto[1], Hiroki Okuno[1], Kazunari Yamada[1], Kenji Suda[1], Kazutaka Ozeki[1], Osamu Kamigaito[1], Yutaka Watanabe[1] (1. RIKEN Nishina Center)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2B07] Advances of Accelerator Technology Development for Nuclear Transumutation in the ImPACT Program

(3)Study of MERIT(Mulitplex Energy Recovery Internal Target) on Intense Negative Muon Production for Muon Nuclear Transmutation

*Yoshiharu Mori[1], Yoshihiro Ishi[1], Akihiro Taniguchi[1], Tomonori Uesugi[1], Yasuhiro Kuriyama[1], Hidefumi Okita[2], Akira Sato[3], Michikaze Kinsho[4], Kota Okabe[4], Masahiro Yoshimoto[4] (1. Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, 2. Kyoto University, Graduate School of Engineering, 3. Osaka University, Graduated School of Science, 4. Japan Atomic Energy Agency)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2B08] Advances of Accelerator Technology Development for Nuclear Transumutation in the ImPACT Program

(4)Beam Dynamics of Proof-of-principle Machine of MERIT(Multiplex Energy Recovery Internal Target) for Muon Nuclear Transmutation

*Hidefumi Okita[1], Yoshiharu Mori[2], Yoshihiro Ishi[2], Akihiro Taniguchi[2], Tomonori Uesugi[2], Yasutoshi Kuriyama[2], Akira Sato[3], Michikazu Kincho[4], Masahiro Yoshimoto[4], Kota Okabe[4] (1. Kyoto University, Graduate School of Engineering and Faculty of Engineering, 2. Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, 3. Osaka University, Graduated School of Science, 4. Japan Atomic Energy Agency)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2B09] Advances of Accelerator Technology Development for Nuclear Transumutation in the ImPACT Program

(5)Feasibility Study of Nuclear Transmutation System Using Small and Medium-Sized Cyclotrons

*Mitsuhiro Fukuda[1], Hiroshi Toki[1], Ryoichi Seki[1], Tsutomu Shinoduka[2], Tetsuhiko Yorita[1], Hiroki Kanda[1], Keijiro Takeda[1], Takashi Wakui[3], Miyawaki Nobumasa[4], Yasuyuki Morita[1] (1. RCNP, Osaka University, 2. CYRIC, Tohoku University, 3. NIRS, QST, 4. TARRI, QST)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room B A21 -A Building

[2B_GM]「加速器・ビーム科学部会」第40回全体会議

[2B_GM] General Meeting

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B A21 -A Building

[2B_PL] Compact Accelerator Neutron Source and Nuclear Data Needs

Chair:Noriyosu Hayashizaki, Tatsuya Katabuchi(Tokyo Tech)

[2B_PL01] New neutron spectrum formulation of Be+p reaction for design and applications of compact neutron sources

*Yasuo Wakabayashi[1] (1. RIKEN)

[2B_PL02] Needs for neutron source and nuclear data in developments of an active neutron non-destructive system

*Yosuke Toh[1] (1. JAEA)

[2B_PL03] Industrial applications (mainly medical) of small accelerators and nuclear data for those applications

*Takahiro Tadokoro[1] (1. Hitachi)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room B A21 -A Building

[2B10-13] Fission Reaction 1

Chair:Satoshi Kunieda(JAEA)

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

[2B10] Temperature dependence of the nuclear shell corrections

*Satoshi Chiba Chiba[1,4], Fedir Ivaniuk[1,2], Chakako Ishizuka[1], Mark Dennis Usang[1,3] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Nuclear Research Institute, Kiev, 3. Malaysian Nuclear Agency, 4. National Astronomical Observagory of Japan)

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

[2B11] Evaluation and validation of independent fission product yields taking account of the shell correction

*Kohsuke Tsubakihara[1], Shin Okumura[1], Chikako Ishizuka[1], Tadashi Yoshida[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech., Laboratory for Advanced Nuclear Energy)

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

[2B12] Nuclear fission of ^{180}Hg using 4D-Langevin model

*Chikako Ishizuka[1], Mark Dennis Usang[1], Yoko Ishii[1], Fedir Ivanyuk[2], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, Tokyo Tech, 2. Kiev Institute for Nuclear Research)

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

[2B13] Microscopic theoretical calculations for the charge polarization of fission fragments

*Shuichiro Ebata[1], Chikako Ishizuka[1], Shin Okumura[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

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

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room B A21 -A Building

[2B14-17] Fission Reaction 2

Chair:Takashi Nakatsukasa(Univ. of Tsukuba)

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

[2B14] Fission Barrier Heights of Actinide Nuclei Obtained in Multi-Nucleon Transfer Reactions of ^{18}O + ^{237}Np

*kun ratha kean[1], Katsuhisa Nishio[2], Kentaro Hirose[2], Riccado Orlandi[2], Kazuaki Tsukada[2], Hiroyuki Markii[2], Mark Vermeulen[2], Yorikata Iwata[1], Andrey Andreev[3], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. JAEA, 3. University of York, UK)

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

[2B15] Study of multi-nucleon transfer reaction using by Anti symmetrized Molecular Dynamics

*Yoko Ishii[1], Chikako Ishizuka[1], Akira Ono[2], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, Toko Tech, 2. Tohoku Univ.)

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

[2B16] Introduction of TAGS Data into FP Summation Calculations and the Role of the Gross Theory

*Tadashi Yoshida[1], Takahiro Tachibana[2], Shin Okumura[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech., 2. Waseda Univ.)

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

[2B17] Incident neutron energy dependence of delayed neutron yields using the latest decay data

*Futoshi Minato Minato[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

4:55 PM - 6:00 PM JST | 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room B A21 -A Building

[2B18-21] LLFP, Nuclear Resonance Fluorescence

Chair:Tokio FUkahori(JAEA)

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

[2B18] Reaction data obtained by slow-down LLFP beams

*Masanori Dozono[1], Nobuaki Imai[1], Shin'ichiro Michimasa[1], Susumu Shimoura[1], Shinsuke Ota[1], Toshiyuki Sumikama[2], Nobuyuki Chiga[2], Hideaki Otsu[2], Kotaro Iribe[3], ImPACT-RIBF collaboration (1. Center for Nuclear Study, the University of Tokyo, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Department of Physics, Kyushu University)

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

[2B19] Nuclear structure of LLFP studied with a microscopic collective model

*Takashi Nakatsukasa[1], Kouhei Washiyama[1] (1. University of Tsukuba)

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

[2B20] Theoretical model analysis of deuteron-induced spallation reactions on long-lived fission products

*Shinsuke Nakayama[1], Naoya Furutachi[1], Osamu Iwamoto[1], Yukinobu Watanabe[2] (1. JAEA, 2. Kyushu Univ.)

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

[2B21] Nuclear resonance fluorescence measurement of Al-27 using polarized gamma-rays

*Toshiyuki Shizuma[1,2], Mohamed Omer[2], Ryoichi Hajima[1,2], Mitsuo Koizumi[2] (1. QST, 2. JAEA)

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

10:00 AM - 10:50 AM JST | 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room C B21 -B Building

[2C01-03] Corrosion

Chair:Katsuhito Takahahsi(NFD)

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

[2C01] Property evaluation of Zircaloy oxide by in-situ AC impedance measurement

*Yoko Ikeda[1], Tomofumi Sakuragi[2], Satoshi Yoshida[3] (1. Nippon Steel & Sumikin Technology Co., Ltd, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. Kobe Steel, Ltd)

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

[2C02] Radiation effects of ADS target window material of SS316L on liquid metal corrosion

*Nariaki Okubo[1], Yuki Fujimura[1], Akane Kitamura[1], Yasuki Okuno[1], Keietsu Kondo[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2C03] Mechanistic study for PWSCC in Alloy 690

Influences of cold work and temperature for deformation in high temperature hydrogen gas

*Takumi Terachi[1], Makie Okamoto[1], Takuyo Yamada[1], Koji Arioka[1] (1. INSS)

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

10:50 AM - 11:55 AM JST | 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room C B21 -B Building

[2C04-07] Fuel Cladding Material

Chair:Sho Kano(Univ. of Tokyo)

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

[2C04] Considerations for the seismic evaluation of the fuel assembly after Loss-of-Coolant-Accident (LOCA) in PWR

(1)Result of four-point-bending tests with a fuel rod cladding exposed to the temperature condition of a postulated LOCA

*Daisuke Komiyama[1], Toshiyuki Ogita[2] (1. Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd, 2. The Kansai Electric Power Co., Inc.)

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

[2C05] Considerations for the seismic evaluation of the fuel assembly after Loss-of-Coolant-Accident (LOCA) in PWR

(2)Impact behavior of a fuel grid exposed to the temperature condition of a postulated LOCA

Ryo Fukuda[1], Nozomu Murakami[1], *Masaaki Yamato[1], Hisashi Koike[2], Yasunari Shinohara[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Nuclear Development Corporation)

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

[2C06] Feasibility study of eddy current testing for accident tolerant fuel using silicon carbide in light water reactor

*Noriyasu Kobayashi[1], Jun Semboshi[1], Megumi Akimoto[1], Masaru Ukai[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions)

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

[2C07] Permeation behavior of tritium through FeCrAl-ODS ferritic steel

*Yudai Urabe[1], Kenichi Hashizume[1], Teppei Otsuka[2], Kan Sakamoto[3] (1. Kyushu Univ., 2. Kindai Univ., 3. NFD)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room C B21 -B Building

[2C08-11] Radiation Effect 1

Chair:Yoshitaka Matsukawa(Tohoku Univ.)

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

[2C08] The Unfaulting of Frank Loops Influenced by Loop Size in Heavy Ion Irradiation

*Dongyue Chen[1], Kenta Murakami[2], Kenji Dohi[3], Kenji Nishida[3], Naoto Sekimura[1] (1. The University of Tokyo, 2. Nagaoka University of Technology, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[2C09] Microstructure and Hardness Evaluation of Neutron Irradiated Japanese PWR Standard Reference Materials

Tomohiro Kobayashi[1], *Akiyoshi Nomoto[1], Kenji Nishida[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[2C10] Changes in Tensile Properties of Mn · Ni Addition Model Alloys by Neutron Irradiation

*Takuya Irie[1], Hideo Watanabe[2], Tomonari Tanaka[1] (1. Kyushu Univ, 2. RIAM,Kyushu Univ)

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

[2C11] Adsorption behavior of radiocesium of filtered containment venting system during long-term operation

*Moeko Nakata[1], Akihiro Togari[1], Qilai Zhou[2], Yuji Hatano[3], Yasuhisa Oya[1] (1. Grad. Sch., Shizuoka Univ., 2. Fac. of Sci., Shizuoka Univ., 3. HIRC, Univ. of Toyama)

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

3:50 PM - 5:10 PM JST | 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room C B21 -B Building

[2C12-16] Radiation Effect 2

Chair:Akiyoshi Nomoto(CRIEPI)

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

[2C12] Study on reliability and predictability of Bayesian statistical analysis for irradiation embrittlement data

*Hisashi Takamizawa[1], Satoshi Hanawa[1], Yutaka Nishiyama[1] (1. Japan atomic energy agency)

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

[2C13] Data survey and trend analysis of radiation effects on structural material properties of core internals in light water reactors

(1)Overview

*Yasuhiro Chimi[1], Koji Fukuya[2], Shigeki Kasahara[1], Katsuhiko Fujii[2], Satoshi Hanawa[1] (1. JAEA, 2. INSS)

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

[2C14] Data survey and trend analysis of radiation effects on structural material properties of core internals in light water reactors

(2)Tensile properties and IASCC initiation

*Koji Fukuya[1], Yasuhiro Chimi[2], Shigeki Kasahara[2], Katsuhiko Fujii[1], koji Fujimoto[3] (1. Institute of Nuclear Safety System, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Nuclear Development Corporation)

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

[2C15] Data Survey and Trend Analysis of Radiation Effects on Structural Material Properties of Core Internals in Light Water Reactors

(3) IASCC Propagation and Fracture Toughness

*Shigeki Kasahara[1], Koji Fukuya[2], Yasuhiro Chimi[1], Katsuhiko Fujii[2], Masato Koshiishi[3] (1. JAEA, 2. INSS, 3. NFD)

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

[2C16] Risk-based Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessel

*Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto university)

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

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room D A32 -A Building

[2D01-04] Accident-tolerant Fuel 1

Chair:Kunihiro Itoh(NDC)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2D01] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(1) Overview of project

*Shinichiro Yamashita[1], Seiichi Watanabe[2], Nozomu Murakami[3], Hisaki Sato[4], Takao Kondo[5], Takashi Nozawa[6], Kan Sakamoto[7], Kazuyuki Kusagaya[8], Shigeharu Ukai[9], Akihiko Kimura[10] (1. JAEA, 2. MNF, 3. MHI, 4. Toshiba ESS, 5. Hitachi-GE, 6. QST, 7. NFD, 8. GNF-J, 9. Hokkaido Univ., 10. Kyoto Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2D02] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(2) FeCrAl-ODS steels for BWR fuel claddings

*Kan SAKAMOTO[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Akifumi Yamaji[4], Kazuyuki Kusagaya[5], Takao Kondo[6], Shinichiro Yamashita[7], Fukahori Tokio[7] (1. NFD, 2. Hokkaido Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Waseda Univ., 5. GNF-J, 6. Hitachi-GE, 7. JAEA)

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

[2D03] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(3) SiC for BWR

*Hisaki Sato[1], Kazuo Kakiuchi[1], Ryo Ishibashi[2], Tomohiko Ikegawa[2], Takao Kondo[2], Shinichiro Yamashita[3], Tokio Fukahori[3] (1. Toshiba ESS Corporation, Nuclear Safety System Design & Engineering Department, 2. Hitachi GE, 3. JAEA)

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

[2D04] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(4) SiC composite material for PWR

*seiichi watanabe[1], Daiki Sato[1], Kenichiro Furumoto[1], Nozomu Murakami[3], Shinichiro Yamashita[2], Tokio Fukahori[2] (1. MNF, 2. JAEA, 3. MHI)

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

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room D A32 -A Building

[2D05-09] Accident-tolerant Fuel 2

Chair:Kan Sakamoto(NFD)

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

[2D05] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(5) Evaluation of influence on core neutronics characteristics and fuel behavior

*Nozomu Murakami[1], Kazuki Kirimura[1], Kazuya Yamaji[1], Daisuke Sato[1], Seiichi Watanabe[2], Daiki Sato[2], Kenichiro Furumoto[2], Shinichiro Yamashita[3], Tokio Fukahori[3] (1. MHI, 2. MNF, 3. JAEA)

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

[2D06] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(6) Mechanical property test

*Kenichiro Furumoto[1], Daiki Sato[1], Seiichi Watanabe[1], Shinichiro Yamashita[2], Tokio Fukahori[2] (1. MNF, 2. JAEA)

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

[2D07] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(7) LOCA simulated test

*Daiki Sato[1], Seiichi Watabe[1], Daisuke Komiyama[1], Kenichiro Furumoto[1], Michiaki Okamoto[2], Masaaki Yamato[2], Yamashita Shinichiro[3], Tokio Fukahori[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. JAEA)

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

[2D08] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWRs core

(3) Plant transient analysis with SiC clad fuel for RIA accident

*Hideki Horie[1], Yutaka Takeuchi[1], Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1], Noriko Shirasu[2], Hiroaki Saito[2], Shinichiro Yamashita[2], Tokio Fukahori[2] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2D09] High Temperature Formation Behavior of SiO_2 Oxide Film Formed on Surface of SiC

*Souichirou Yamaguchi[1], Takashi Onithuka[2], Masayoshi Uno[2] (1. University of Fukui graduate school of engineering Advanced Interdisciplinary Science and Technology, 2. Research Institute of Nuclear Engineering)

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Fuel Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D A32 -A Building

[2D_PL] Domestic and Overseas Progress on Molten Salt Reactor Development

Chair:Takayuki Terai(Univ. of Tokyo)

[2D_PL01] Progress in the World

*Yuji Arita[1] (1. Univ. of Fukui)

[2D_PL02] Progress in Japan

*Michio Yamawaki[1] (1. Univ. of Fukui)

[2D_PL03] Progress in China

*Xu Hongjie[1], Xia Xiaobin[1] (1. SINAP)

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

2:45 PM - 4:55 PM JST | 5:45 AM - 7:55 AM UTC | Room D A32 -A Building

[2D10-17] Accident-tolerant Fuel 3

Chair:Ken Kurosaki(Osaka Univ.)

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

[2D10] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)

(1) Fuel performance during severe accident with accident management

*Tomohiko Ikegawa[1], Ryo Ishibashi[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. Hitachi-GE, 2. NFD, 3. JAEA)

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

[2D11] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)

(2) Applicability of MOX fuel core design

*Sho Takano[1], Daisuke Goto[1], Kazuyuki Kusagaya[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. GNF-J, 2. NFD, 3. JAEA)

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

[2D12] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)

(3) Mechanical properties of manufactured steels

*Mohammad Aghamiri[1], Shigeharu Ukai[1], Naoko Oono[1], Shigenari Hayashi[1], Takashi Sowa[1], Naoya Sugawara[1], Hiroshi Sakamoto[2], Yamashita Shinichiro[3] (1. Hokkaido Univ., 2. NFD, 3. JAEA)

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

[2D13] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)

(4) Endurance for fuel failure under normal operation condition

*Yusuke Miura[1], Kan Sakamoto[1], Shinichiro Yamashita[2], Tokio Fukahori[2] (1. NFD, 2. JAEA)

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

[2D14] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)

(5) Welding and inspection

*Akihiko Kimura[1], Yuuki Yanmasaki[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Kan Sakamoto[2], Shinnichiro Yamashita[3], Kazuyuki Kusagaya[4] (1. IAE, Kyoto University, 2. NFD, 3. JAEA, 4. GNF-J)

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

[2D15] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)

(6) End-plug joining test applying PRW technique

*Takashi Tanno[1], Yasuhide Yano[1], Tatsuya Tsukada[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[1] (1. JAEA, 2. NFD)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2D16] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)

(7) Evaluation of irradiation behavior

*Naoyuki Hashimoto[1], Kodai Toyota[1], Yixiang Tang[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2. Nippon Nuclear Fuel Development Co., 3. Japan Atomic Energy Agency)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2D17] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)

(8) Mechanical properties after neutron irradiation

*Katsuhito Takahahshi[1], Mitsuo Nozue[1], Yusuke Miura[1], Kan Sakamoto[1], Akihiko Kimura[2], Sigeharu Ukai[3], Shin-ichirou Yamashita[4] (1. NFD, 2. Kyoto Univ., 3. Hokkaido Univ., 4. JAEA)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room E A34 -A Building

[2E01-05] Fuel Fabrication

Chair:Tsuyoshi Nishi(Ibaraki Univ.)

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

[2E01] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder
(1)Characterization of jet mill

*Koichi Kawaguchi[1], Tomoomi Segawa[1], Yoshikazu Yamada[1], Masahiro Suzuki[1] (1. JAEA)

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

[2E02] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder
(2)Selection and evaluation of pulverizers

*Kazuya Yamamoto[1], Takayoshi Makino[1], Hidetoshi Iso[1], Hisato Sato[1] (1. JAEA)

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

[2E03] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder
(3)Optimization study of collision plate-type jet mill

*Tomoomi Segawa[1], Kazuya Yamamoto[1], Takayoshi Makino[1], Hidetoshi Iso[1], Hisato Sato[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2E04] A consideration of utilization of U_3O_8 in MOX fuel production

*Ryota Tsuchimochi[1], Shun Hirooka[1], Takeo Sunaoshi[2], Tadahisa Yamada[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Inspection Development Company Ltd.)

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

[2E05] Development of Flowability Improvement Technology for MOX Powder by Wet Granulation
Performance Evaluation of Granulator

*Katsunori Ishii[1], Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Masahiro Suzuki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

4:05 PM - 4:55 PM JST | 7:05 AM - 7:55 AM UTC | Room E A34 -A Building

[2E06-08] Physical Property Measurement

Chair:Hiroyuki Fukuyama(Tohoku Univ.)

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

[2E06] Crystal orientation measuring of crack in Zr hydride

*Shota Kobayashi[1], Yoshinori Etoh[2], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ., 2. NFD)

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

[2E07] Enthalpy measurement and heat capacity evaluation of (U, Pu)O_2 in high temperature region

*Kyoichi Morimoto[1], Masahiro Ogasawara[2] (1. JAEA, 2. IDC)

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

[2E08] Development of physical property measurement technique for molten oxide fuel by high-speed electrical pulse heating

*Masashi Watanabe[1], Kyoichi Morimoto[1], Masato Kato[1], Kenji Konashi[2], Yuji Arita[3], Hiromichi Watanabe[4], Yukio Hishinuma[5] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tohoku University, 3. University of Fukui, 4. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 5. Art Kagaku)

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

4:55 PM - 6:00 PM JST | 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room E A34 -A Building

[2E09-12] Control Rod Material

Chair:Kyoichi Morimoto(JAEA)

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

[2E09] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(6) Thermophysical Properties of 10mass%B_4C-SS Eutectic Materials in the Solid State

*Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Hidemasa Yamano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2E10] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(7) Density and Surface Tension of 10mass%B_4C-SS Eutectic Molten Materials

*Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku University, 2. JAEA)

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

[2E11] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(8) Emissivity, Heat Capacity and Thermal Conductivity of 10mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Hideo Higashi[1], Hiroyuki Fukuyama[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

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

[2E12] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(9) Viscosity Measurement of 10mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Tsuyoshi Nishi[1], Hiromichi Ohta[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Ibaraki University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room F A36 -A Building

[2F01-04] Cement

Chair:Masaaki Fukaya(OBAYASHI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2F01] Study on change of diffusion coefficient due to leaching of mortar

(1) Evaluation of physical properties of leached sample

*Masahito Sibata[1], Kazuko Haga[1], Daisuke Hayashi[2], Masaya Ida[2], Kiyofumi Kurumisawa[3] (1. Taiheiyo Consultant Co.,Ltd, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. Hokkaido University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2F02] Study on change of diffusion coefficient due to leaching of mortar

(2) The prediction model of diffusion coefficient in Ca leached mortar

Kiyofumi Kurumisawa[1], *Masaya Ida[2], Daisuke Hayashi[2], Masahito Shibata[3], Kazuko Haga[3] (1. Hokkaido University, 2. Radioactive waste management funding and research center, 3. Taiheiyo Consultant Co.,Ltd.)

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

[2F03] Evaluation of leaching phenomena of long-cured Fly Ash Cement hydrates

*Mebae Kuranaga[1], Sayuri Tomita[1], Masahito Shibata[1], Kazuko Haga[1] (1. Taiheiyo Consultant Co.,Ltd)

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

[2F04] Evaluation of long-cured Fly Ash Cement hydrates

*Sayuri Tomita[1], Kazuko Haga[1], Haruka Takahashi[1], Yoshitaka Ishikawa[2], Sadayuki Watanabe[3], Ippei Maruyama[4] (1. Taiheiyo Consultant Co. Ltd., 2. Electric Power Development Co. Ltd., 3. Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute, 4. Nagoya University)

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

10:35 AM - 11:55 AM JST | 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room F A36 -A Building

[2F05-09] Bentonite

Chair:Haruo Sato(Okayama Univ.)

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

[2F05] Filling density of crushed-rock-based backfill material with different-sized bentonite pellets

*hitoshi nakashima[1], Akira Saito[1], Ryoji Yahagi[1], Okihara Mitsunobu[1], Satohito Toguri[1] (1. Shimizu Corporation)

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

[2F06] measurement of swelling pressure of bentonite in consideration of temperature change

*Naoki Muto[1], Nozomi Ichikawa[1], Shin-ichi Kanazawa[1] (1. National Institute of Technology, Fukushima College)

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

[2F07] Analytical study on re-flooding behavior of bentonite buffer materials using heat / soil / water / air coupled analysis

*Nozomi Ichikawa[1], Shin-ichi Kanazawa[1], Naoki Muto[1], Koji Ishiiyama[2] (1. National Institute of Technology, Fukushima College, 2. Nishimatsu Construction CO.,LTD)

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

[2F08] Study on alkaline alteration processes of bentonite by the natural analogues in the Philippines

*Naoki Fujii[1], Minoru Yamakawa[1], Tsutomu Sato[2], Misato Shimbashi[2], Masanobu Nishimura[3], Yukinobu Kimura[3], Hisao Satoh[4] (1. RWMC, 2. Hokkaido Univ., 3. Obayashi Corp., 4. MMC)

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

[2F09] Effect of axial stiffness of swelling pressure test apparatus on test results and settlement evaluation

*Yukihisa Tanaka[1], Yasutaka Watanabe[1], Kunihiko Nakamura[1] (1. CRIEPI)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room F A36 -A Building

[2F_GM] 「核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会」第21回全体会議

[2F_GM] General Meeting

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

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F A36 -A Building

[2F_PL] Present Status of R&D Activities for Nuclear Non-prolifaration, Safeguards and Security

Chair:Kazunori Suda(JAEA)

[2F_PL01] Active Neutron NDA Technology Development for Nuclear Non-proliferation, Safegurads, and security Purpose

*Mitsuo Koizumi[1] (1. JAEA)

[2F_PL02] Development of Cyber Security Target Identification Method for Nuclear Facilities

*Kazuyuki Demachi[1] (1. Univ. of Tokyo)

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

2:45 PM - 4:15 PM JST | 5:45 AM - 7:15 AM UTC | Room F A36 -A Building

[2F10-15] Nuclide Migration

Chair:Hitoshi Owada(RWMC)

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

[2F10] Transport and Deposition Behavior of PEG-Modified Gold Nanoparticles in Natural Barriers

*Carlos Ordonez[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University)

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

[2F11] Study on the diffusion behavior of radionuclides in Boom Clay

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

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

[2F12] Plutonium solubility in the presence of carbonate at high ionic strength

*Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto University, Graduate School of Engineering)

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

[2F13] Measurement and thermodynamic interpretation of zeta potential of Zr hydroxide colloid

*Tomokazu Fushimi[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto University, Graduate School of Engineering)

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

[2F14] Viscosity of Interlayer Water in Montmorillonite from Molecular Dynamics Method

*Kenji Yotsuji[1], Yukio Tachi[1], Katsuyuki Kawamura[2] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

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

[2F15] Effect of Carbonate on diffusion of Strontium in Bentonite

*Ryota Yamada[1], Kazuya Idemitsu[2], Masayuki Hirakawa[1], Yuki Kakoi[1], Hajime Arimitsu[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2] (1. Kyushu University Graduate of Engineering Department of applide Quantum phisics and Nuclear Engineering, 2. Kyushu University Department of Engineering)

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

4:15 PM - 5:30 PM JST | 7:15 AM - 8:30 AM UTC | Room F A36 -A Building

[2F16-20] Sorption

Chair:Taishi Kobayashi(Kyoto Univ.)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2F16] Effect of alkali ions on sorption of Cs, Sr ions on cement hydrate

*Shuichi Harasawa[1], Kazuko Haga[1], Sadayuki Watanabe[2], Kazuo Yamada[3] (1. Taiheiyo Consultant Co.Ltd., 2. Tokyo Metropolitan Industrial Research Institute, 3. National Institute For Enviromental Studies)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2F17] Distribution and leaching behavior of Cs and Sr in simulated concrete

*Satoshi Nakagawa[1], Shigeru Ueda[2], Xu Gao[2], Shinya Kitamura[2] (1. Graduate School of Engieering, Tohoku University, 2. Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku University)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2F18] Application of Sorption Model to Uranium Sorption onto Montmorillonite in the Presence of Carbonate

*Yuki Sugiura[1], Yukio Tachi[1], Tadahiro Suyama[1], Takafumi Hamamoto[2] (1. JAEA, 2. NUMO)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[2F19] Evaluation of Sorption Behavior of Europium to Biotite, Phlogopite and Muscovite using the Flake Samples

*Masaya Ishijima[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

5:15 PM - 5:30 PM JST | 8:15 AM - 8:30 AM UTC

[2F20] Evaluation of the C-14 distributed coefficient for the PWR radioactive solid wastes

*Naokazu Sumitani[1], Shintaro Tsuji[1], Yoshitaka Mino[2], Tetsuro Sakakihara[3], Shouzou Komori[4], Yusuke Yamada[5] (1. The kansai Electric Power co.,INC, 2. Hokkaido Electric Power co.,INC, 3. Shikoku Electric Power co.,INC, 4. Kyushu Electric Power co.,INC, 5. The Japan Atomic Power Company)

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

5:30 PM - 6:30 PM JST | 8:30 AM - 9:30 AM UTC | Room F A36 -A Building

[2F21-24] In-situ Test

Chair:Tamotsu Kozaki(Hokkaido Univ.)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2F21] Experimental and modelling results of in-situ Long-Term Diffusion test in granodiorite matrix at Grimsel Test Site

*Yuta Fukatsu[1], Tsuyoshi Ito[2], Yukio Tachi[1], Keisuke Ishida[3], Andrew Martin[4] (1. Japan Atomic Energy Egency, 2. Visible Information Center, Inc., 3. Nuclear Waste Management Organization of Japan, 4. Nagra)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2F22] Modelling of radionuclide migration in Grimsel granodiorite with microscale heterogeneities

*Ryosuke Ohta[1], Kazuaki Mitsuyama[1], Yukio Tachi[2], Kenji Yotsuji[2], Tomofumi Sato[2], Hisao Satoh[3], Andrew Martin[4] (1. QJ Science Ltd., 2. JAEA, 3. Mitsubishi Materials Co., 4. Nagra)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2F23] In-situ mock-up test on the hydrochemical influence of cement materials to groundwater

*Teruki Iwatsuki[1], Hiroaki Murakami[1], Yusuke Watanabe[1], Kenji Fukuda[1] (1. JAEA)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

[2F24] Study on solute-transport properties at the Horonobe URL: In-situ tracer tests for fractures in fault zone

In situ tracer test for fractures in fault zone

*Masaki Takeda[1], Hirokazu Ohno[1], Eiichi Ishii[1], Yukio Tachi[1], Kazuaki Nemoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room G A37 -A Building

[2G01-04] Treatment of Contaminated Water and Secandary Waste 1

Chair:Tsuyoshi Usami(CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2G01] Absorption and lifting of salt water by zeolite

*Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1], Atsuhiko Terada[2], Isao Yamagishi[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2G02] Cesium and Strontium adsorption characteristics on zeolite type hybrid sorbent

(2)Adsorption characteristics on hybrid zeolite of Chabazite and A Type zeolite

*Takatoshi Hijikata[1], Takshi Tsukada[1], Tadafumi Koyama[1], Tomoya Kitagawa[2], Minoru Mastukura[2], Hitoshi Mimura[2] (1. Central Research Institute of Electirc Power Industry, 2. UNION SHOWA K.K.)

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

[2G03] Evaluation of Adsorption Properties of Am(III) on Inorganic Adsorbents

*Hitoshi Mimura[1], Tomoya Kitagawa[1], Minoru Matsukura[1], Fumio Kurosaki[1], Akira Kirishima[2], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2] (1. UNION SHOWA, 2. Tohoku University)

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

[2G04] Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant.

(18) Practical study on Cs and Sr adsorption process in LWTF.

*Yoshiyuki Ito[1], Ryotatsu Matsusima[1], Fuminori Sato[1], Takanori Hashimoto[2], Tatsuya Suzuki[2], Shinsuke Miyabe[3], takashi sakuma[4], kaoru kikuchi[4], takeshi izumi[4] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. of Tec., 3. Nippon-chem., 4. Ebara)

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

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room G A37 -A Building

[2G05-09] Treatment of Contaminated Water and Secandary Waste 2

Chair:Ippei Amamoto(JAEA)

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

[2G05] Rapid Removal of Cesium from Fukushima Contaminated Soil by Hydrothermal Treatment with Multivalent Cations

*Xiangbiao Yin[1], Yoshikazu Koma[1], Yusuke Inaba[2], Kenji Takeshita[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology)

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

[2G06] Database for analytical data of radioactive wastes originated from the accident in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ayako Nitta[1,2], Keiichi Ohki[1,2], Yoshikazu Koma[1,2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. International Research Institute for Nuclear Decomissioning)

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

[2G07] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(13) Introduction of stochastic approach to the modelling estimation method

*Daisuke Sugiyama[3], Yoshikazu Koma[1,2], Youko Takahatake[1,2], Yoshio Aoki[1], Ryo Nakabayashi[3], Tomonari Fujita[3] (1. IRID, 2. JAEA, 3. CRIEPI)

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

[2G08] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(14) Effects of contaminated water quality on radionuclides sorption on zeolite

*Takamitsu Ishidera[1], Yukio Tachi[1] (1. JAEA)

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

[2G09] Development of Laser System for Resonance Ionization Based Selective Spectroscopic Analysis of Odd Isotopes of Ca

*Stephen R Wells[1], Yoshihiro Iwata[1], Yuta Yamamoto[1], Fumiko Yoshida[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ. Tokyo)

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G A37 -A Building

[2G_PL] Current status and issues on the implementation of clearance (2) International trends on clearance and relevant studies for recycle

Chair:Itsumasa Urabe(Fukuyama Univ.)

[2G_PL01] Overview of the revision of the Safety Guide RS-G-1.7 and its issues in discussion

*Takatoshi Hattori[1] (1. CRIEPI)

[2G_PL02] Concept of restricted use of contaminated rubbles in the Fukushima Daiichi NPS

*Taro Shimada[1] (1. JAEA)

[2G_PL03] Reuse of useful elements recycled from spent nuclear fuels, and concept of their clearance

*Tomoyuki Takahashi[1] (1. Kyoto Univ.)

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

2:45 PM - 4:05 PM JST | 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room G A37 -A Building

[2G10-14] Vitrification 1

Chair:Yoshihiro Okamoto(JAEA)

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

[2G10] Effect of glass composition on crystallization of molybdenum phase in borosilicate glasses under slow cooling

*Toshiaki Ohira[1], Hitomi Sato[2], Toru Sugawra[1] (1. Akita University, Graduate School of Engineering Science, 2. Akita University,Faculty of International Resource Science)

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

[2G11] Small-angle neutron scattering study of nanoscopic structure of borosilicate glass for nuclear waste vitrification

Effect of alkali metal addition

*Ryuhei Motokawa[1], Koji Kaneko[1], Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2G12] Reaction analysis of cold cap formed in mock-up test for waste vitrification (Part II) : Batch experiments of glass - simulated waste system

*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Kouhei Oowaku[2], Norio Kanehira[2] (1. Akita University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

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

[2G13] Study on Vitrification Plan of High Level Liquid Waste in the TVF

(5) Concept and Configuration for the Next Glass Melter

*Keisuke Shimamura[1], Yoshimitsu Asahi[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1], Yo Morikawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2G14] Study on Vitrification Plan of High Level Liquid Waste in the TVF

(6) Details of Optimized Strainer Design for the Next Glass Melter

*Yoshimitsu Asahi[1], Keisuke Shimamura[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1], Yo Morikawa[1] (1. JAEA)

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

4:05 PM - 4:55 PM JST | 7:05 AM - 7:55 AM UTC | Room G A37 -A Building

[2G15-17] Vitrification 2

Chair:Daisuke Sugiyama(CRIEPI)

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

[2G15] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(56)Study on the influence of the properties of incineration ash for fused glass solidification

*Kouichi Ikeda[1], Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1], Shizue Furukawa[1] (1. criepi)

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

[2G16] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(57)Granulation of porous silica particle for extraction chromatography adsorbent

*Yasunori Miyazaki[1], Ichiro Goto[2], Sou Watanabe[1], Yuichi Sano[1], Hirohide Kofuji[1], Masayuki Takeuchi[1] (1. JAEA, 2. Rikoh kagaku)

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

[2G17] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(58) Construction of thermodynamic database of Ru-Rh-Pd-SiO_2-B_2O_3-Na_2O-Li_2O system

*Ippei AMAMOTO[1], Koichi OHYAMA[1], Daigen FUKAYAMA[2], Yuichi NAGANO[2], Tatjana JANTZEN[3], Klaus HACK[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Research Center of Computational Mechanics, Inc., 3. GTT-Technologies)

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

4:55 PM - 6:00 PM JST | 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room G A37 -A Building

[2G18-21] Vitrification 3

Chair:Takatoshi Hijikata(CRIEPI)

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

[2G18] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(59) Preparation of borosilicate glass samples including phosphorus and K-edge XAFS measurement of boron and sodium in glass samples

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[1], Keisuke Yamanaka[2], Toshiaki Ohta[2] (1. JAEA, 2. Ritsumeikan Univ.)

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

[2G19] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(60)XAFS analysis of rare earth and platinum group elements in simulated borosilicate glasses including phosphorus

*Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Keisuke Shimamura[1], Kouichi Ohyama[1], Hidekazu Kobayashi[1], Takayuki Nagai[1] (1. JAEA)

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

[2G20] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(61) Off-gas transfer during addition of mixture of simulated liquid waste and glass powder in small-scale glass melter

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

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

[2G21] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(62) Observation of acicular crystals of ruthenium oxide with dripping simulated HLW

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

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

9:30 AM - 10:05 AM JST | 12:30 AM - 1:05 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H01-02] Inherent Safety Fast Reactor

Chair:Masaaki Nakano(Fuji Electric)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2H01] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

(2) Survey for Achieving Low Burnup Reactivity

*Koji Fujimura[1], Kazuhiro Fujimata[1], Satoshi Takeda[2], Takanori Kitada[2], Toshikazu Takeda[3] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. , 2. Osaka University, 3. University of Fukui)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2H02] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

(3) Impact of Assembly Homogenization on Sodium Void Reactivity

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1], Koji Fujimura[2], Kazuhiro Fujimata[2], Toshikazu Takeda[3] (1. Osaka University, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, 3. University of Fukui)

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

10:05 AM - 12:00 PM JST | 1:05 AM - 3:00 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H03-09] HTGR Fuel

Chair:Koki Hibi(MFBR)

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

[2H03] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(22) Objectives and Overview

*Koji OKAMOTO[1], Kazutaka Ohashi[2], Koichi Ohira[3], Kazuhiko Kunitomi[4] (1. The University of Tokyo, 2. Fuji Electric Co., 3. Nuclear Fuel Ind., Ltd., 4. JAEA)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[2H04] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(23) Assessment of Nuclear Security of High Temperature Gas Reactor

*Kazuyuki Demachi[1], Kenichiro Kuwabara[1], Shi Chen[1], Koji Okamoto[1] (1. Univ. of Tokyo)

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

[2H05] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(24) Fuel and reactor core design

*Minoru Goto[1], Jun Aihara[1], Shohei Ueta[1], yuji Fukaya[1], Koji Okamoto[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)

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

[2H06] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(25) Reactor safety analyses for Pu-burner HTGR

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

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

[2H07] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(26) Staudy on 3S-TRISO fuel fabrication

*Masaki Honda[1], Yohei Saiki[1], Masashi Takahashi[1], Koichi Ohira[1], Kouji Okamoto[2] (1. Nuclear Fuel Industris, LTD. , 2. The University of Tokyo)

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

[2H08] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(27) Test and Characterization for ZrC Coating

*Shohei UETA[1], Jun AIHARA[1], Naoki MIZUTA[1], Yukio TACHIBANA[1], Kazuhiko KUNITOMI[1], Koji OKAMOTO[2] (1. JAEA, 2. Univ. Tokyo)

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

[2H09] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(28) Introduction Scenario and Mass Balance Evaluation

*Yuji Fukaya[1], Minoru Goto[1], Shohei Ueta[1], Koji Okamoto[2] (1. JAEA, 2. The University of Tokyo)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H_GM] 「新型炉部会」第17回全体会議

[2H_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Advanced Reactor Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H_PL] Report from Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

Chair:Akira Yamaguchi(Univ. of Tokyo)

[2H_PL01] Scope of Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

*Naoto Kasahara[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2H_PL02] Long-Term Perspective: Significance of Fast Reactor Development

*Yukihide Mori[1] (1. MFBR)

[2H_PL03] Short-Term Perspective: Technology Succession and Safety Improvement Based on TEPCO Fukushima Dai-ichi Accident

*Takaaki Sakai[1] (1. Tokai Univ.)

[2H_PL04] Discussion

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H10-13] SFR Equipment

Chair:Mori Yukihide(MFBR)

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

[2H10] Development of under sodium viewer

(3) Imaging test in sodium

*Kosuke Aizawa[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Kuniaki Ara[1], Masahiro Yui[2], Kentaro Jinno[2], Takashi Hiramatu[3] (1. JAEA, 2. MHI, 3. MFBR)

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

[2H11] Advancement of detailed core bowing analysis code for fast reactor

(1) Verification of calculation model by IAEA benchmark analysis

*Hirokazu Ohta[1], Kazuya Ohgama[2], Hidemasa Yamano[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

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

[2H12] Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(3)Sodium Loop Test

*Hideyuki Kudoh[1], Yuichi Ohtani[1], Masahide Hara[1], Masahiko Ohtaka[2], Keiichi Nagai[2], Junichi Saito[2], Nobuyuki Ishikawa[2], Kuniaki Ara[2], Akihiro Ide[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

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

[2H13] Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(4) Laboratory Scale Test and Evaluation Result of the Amount of Residual Sodium on a Fuel Assembly

*Akihiro Ide[1], Masahiko Ohtaka[2], Keiichi Nagai[2], Junichi Saito[2], Nobuyuki Ishikawa[2], Kuniaki Ara[2], Hideyuki Kudoh[3], Taisuke Inuzuka[3], Masahide Hara[3] (1. MFBR, 2. JAEA, 3. MHI)

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

3:50 PM - 4:40 PM JST | 6:50 AM - 7:40 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H14-16] Super-critical Reactor

Chair:Kosuke Aizawa(JAEA)

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

[2H14] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

8th report, Effect of gamma-ray irradiation on electrochemical characteristics on metal

*Ryota Taguchi[1], Wilson Susanto[1], Tomonori Ihara[1], Tatsuya Hazuku[1], Tomoji Takamasa[2] (1. Tokyo University of Marine Science and Technology, 2. National Institute of Technology, Toyama College)

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

[2H15] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

9th report, Effect of metal oxidation on wettability enhancement due to RISA

*Wilson Susanto[1], Tomonori Ihara[1], Tatsuya Hazuku[1], Shinichi Morooka[2], Sho Kano[3], Hiroaki Abe[3], Tomoji Takamasa[4] (1. Tokyo University of Marine Science and Technology, 2. Waseda University, 3. The University of Tokyo, 4. National Institute of Technology, Toyama College)

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

[2H16] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

10th report, Quantitative analysis of surface microstructure in RISA material

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], John McGrady[1], Tomonori Ihara[2], Tatsuya Hazuku[2], Hiraki Abe[1] (1. The University of Tokyo, 2. Tokyo University of Marine Science and Technology)

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

4:40 PM - 5:30 PM JST | 7:40 AM - 8:30 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H17-19] Fast Reactor Safety Evaluation

Chair:Koji Fujimura(Hitachi GE)

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

[2H17] Quantitative risk assessment of accident management against volcano ash hazard in sodium-cooled fast reactor

Sequential evaluation on accident management at volcanic ash fall

*minoru suzuki[1], yuki takase[1], takaaki sakai[1], takasi takata[2], norihiro doda[2] (1. Tokai univ University, 2. JAEA)

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

[2H18] Study on In-Vessel Coolability by Decay Heat Removal Systems in Sodium-cooled Fast Reactors

(2) Conceptual Design of Components in A Sodium Test Apparatus with In-Vessel Direct Heat Exchangers

*Masaaki Tanaka[1], Toshiki Ezure[1], Nobuyuki Ishikawa[1], Kunihiko Nabeshima[1], Kazuhiro Oyama[2], Hironori Nakamura[2], Takashi Ichihara[2] (1. JAEA, 2. MFBR)

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

[2H19] Experimental study on failure phenomena of nuclear structures under beyond design basis events

*Naoto Kasahara[1] (1. Tokyo Univ.)

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

5:30 PM - 6:15 PM JST | 8:30 AM - 9:15 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H20-22] Structural Analysis

Chair:Masaaki Suzuki(Tokyo Univ. of Sci.)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2H20] An element-by-element Finite Element Contact Analysis Method toward Structural Analyses of an Entire Nuclear Facility: Automatic Optimization of Ordering to Hierarchy Technique

*Yoshio Suzuki[1], Yu Ihara[2], Hiroshi Okuda[2] (1. JAEA, 2. The University of Tokyo)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2H21] Study on Failure Modes of Piping Structures under Realistic Seismic Waves

*Jinqi LYU[1], Md. Abdullah Al BARI[2], Naoto KASAHARA[1] (1. The University of Tokyo, 2. Khulna University of Engineering and Technology)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2H22] A Study for evaluating local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact

Simulation analysis for investigating differences of impact effect by projectiles with different nose shape

*Zuoyi Kang[1], Minoru Nagai[1], Akemi Nishida[1], Haruji Tsubota[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

9:30 AM - 11:05 AM JST | 12:30 AM - 2:05 AM UTC | Room I B33 -B Building

[2I01-06] Scrubbing and Aerosol

Chair:Hidetoshi Karasawa(IAE)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2I01] Gas-liquid Two-phase Flow Behavior with Steam Condensation during Pool Scrubbing

*Yuki Nakamura[1], Kota Fujiwara[1], Wataru Kikuchi[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2I02] Aerosol transfer behavior in gas jet phase flow during pool scrubbing

*Kikuchi Wataru[1], Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

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

[2I03] Decontamination of Aerosol from a Single Bubble during Pool Scrubbing

*Kota Fujiwara[1], Wataru Kikuchi[1], Yuki Nakamura[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

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

[2I04] Condensation effect on water level of the scrubbing pool of the FCVS

*Naoto Kitahara[1], Yasunori Yamamoto[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

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

[2I05] Development of the Evaluation Method for the Aerosol Particle Deposition Amounts in the Containment Vessel and the Reactor Building

(4) Study on the Aerosol Particle Deposition Amounts on the Detailed Structures in the Reactor Building

*Naoki Horiguchi[1], Naoya Miyahara[1], Shinichiro Uesawa[1], Hiroyuki Yoshida[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

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

[2I06] Development of the Evaluation Method for the Aerosol Particle Deposition Amounts in the Containment Vessel and the Reactor Building

(5)Observation of Aerosol Particle Behavior for Wet Surface

*Shinichiro Uesawa[1], Naoya Miyahara[1], Naoki Horiguchi[1], Hiroyuki Yoshida[1], Masahiko Ohsaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

11:05 AM - 11:55 AM JST | 2:05 AM - 2:55 AM UTC | Room I B33 -B Building

[2I07-09] FP and Diffusion

Chair:Tomio Okawa(UEC)

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

[2I07] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

23. FP behavior analysis in the PCV of the Unit 2 with SAMPSON code

*Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Chiaki Kino[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1], Masanori Naito[1] (1. Institute of Applied Energy)

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

[2I08] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

24. Validation of the analytical results on FP behavior in the Unit 2 by comparing with CAMS data

*Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Karasawa[1], Chiaki Kino[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1], Masanori Naito[1] (1. Institute of Applied Energy)

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

[2I09] TRACE code analysis for hydrogen diffusion behavior at a BWR plant

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1] (1. CRIEPI)

Planning Lecture (Free Entry) | Special Lecture：Special Lecture

1:00 PM - 2:00 PM JST | 4:00 AM - 5:00 AM UTC | Room I B33 -B Building

[2I_PL] Treatment results and research trends of radon therapy

Chair:Kiyonori Yamaoka(Okayama Univ.)

[2I_PL01] Treatment results and research trends of radon therapy

*Fumihiro Mitsunobu[1] (1. Okayama Univ.)

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

2:45 PM - 4:55 PM JST | 5:45 AM - 7:55 AM UTC | Room I B33 -B Building

[2I10-17] Phase Change

Chair:Michio Murase(INSS)

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

[2I10] Bubble Lift-off Velocity in Subcooled Flow Boiling

*Shintaro Sakamoto[1], Hiroki Ohori[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1] (1. UEC)

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

[2I11] Study on Boiling Heat Transfer Characteristics in Debris Beds

2nd:Dryout Heat Flux for Bottom and Volume Heated Debris Beds

*Keishi Sakurada[1], Taira Kawakami[1], Hiroto Sakashita[1], Ayako Ono[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1. Hokkaido University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2I12] Mechanism of Flashing induced by Microwave Heating

*Shunya FUJITA[1], Yutaka ABE[1], Akiko KANEKO[1], Tomohisa YUASA[1], Tomoomi SEGAWA[2], Yoshiyuki KATO[2], Koichi KAWAGUCHI[2], Katsunori ISHII[2] (1. Universitiy of Tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2I13] Jet behavior and pressure increasing characteristics of supersonic steam injector

*Yuki Kamata[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. Tsukuba Univ.)

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

[2I14] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

(5) Development and commissioning results of the cross-flow test facility simulating a two-subchannel under BWR thermal hydraulics conditions

*Masaki Ikeda[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Hideaki Hosoi[1], Kenichi Katono[1], Kenichi Yasuda[1], Kazuaki Kito[1], Atsushi Ui[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[2I15] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

(6) Two-phase flow measurement of forced convection subcooled boiling flow through a vertical double wall channel under atmospheric condition

*Atsushi Ui[1], Hiroki Takiguchi[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Kenetsu Shirakawa[1], Kazuaki Kito[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2I16] Time-resolved measurement of both fluid temperature and void fraction profiles of boiling flow in 5×5 heated rod bundle

*Hiroki Takiguchi[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1] (1. CRIEPI)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2I17] Thermal-hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

(16) Void fraction correlation in heated rod bundle at low flow rate for wide pressure range from 0.1 to 7 MPa

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Hiroki Takiguchi[1], Yoshihisa Nishi[1], Kenetsu Shirakawa[1] (1. CRIEPI)

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

4:55 PM - 6:30 PM JST | 7:55 AM - 9:30 AM UTC | Room I B33 -B Building

[2I18-23] Thermal Hydraulics for Accident

Chair:Akifumi Yamaji(Waseda Univ.)

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

[2I18] Experimental Study on Spray Cooling Effect for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(2) Measurement of Spray Distribution in Four Rod Bundles Simulating SFP

*Yoshitaka Mizutani[1], Tomomi Kawano[1], Shota Okui[1], Tatsuya Sasakawa[1], Masao Owaki[1], Yuichiro Kubo[1] (1. Nuclear Fuel Industries)

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

[2I19] Experimental Study on Spray Cooling Effect for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(3) Single Bundle Spray Heat Transfer Test

*tatsuya sasakawa[1], Tomomi Kawano[1], Shota Okui[1], Yoshitaka Mizutani[1], Masao Owaki[1], Yuichiro Kubo[1] (1. NFI)

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

[2I20] The CIGMA facility experiment on containment vessel outer surface cooling

Effect of boundary heat transfer

*Yasuteru Sibamoto[1], Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2I21] Simulation of steam explosions at the bottom of shallow water pool

*Kiyofumi Moriyama[1], Masahiro Furuya[2] (1. MasakiTech, 2. CRIEPI)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2I22] Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

(4) Visualization of Unsteady Liquid Jet Shape by 3D-LIF method

*Fumihito Kimura[1], Hiroyuki Yoshida[2], Shimpei Saito[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. Tsukuba University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2I23] Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

(5) Effects of Contact Angle and Spatial Resolution on Detail Analysis

*Hiroyuki Yoshida[1], Fumihito Kimura[2], Takayuki Suzuki[1], Akiko Kaneko[2], Yutaka Abe[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. University of Tsukuba)

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

9:45 AM - 10:50 AM JST | 12:45 AM - 1:50 AM UTC | Room J A41 -A Building

[2J01-04] Radiation Medicine and Biological Influence 1

Chair:Yoshinobu Izumi(Univ. of Fukui)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2J01] Effect of Blood Flow for Combination of Hyperthermia with Radiation Therapy for Treatment in Breast Tumors

*Alexa Barrios[1], Oiendrila B. Debnath[1], Koichi Ito[2], Kazuyuki Saito[2], Natsuko Chiba[3], Mitsuru Uesaka[1] (1. University of Tokyo, 2. Chiba University, 3. Tohoku University)

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

[2J02] 3D image reconstruction for real-time monitoring and tumor tracking in radiotherapy through optical flow and principal components analysis

*Michel Pohl[1], Mitsuru Uesaka[1,2], Kazuyuki Demachi[2], Ritu Bhusal Chhatkuli[3], Akihiro Haga[4] (1. The University of Tokyo, Department of Bioengineering, 2. The University of Tokyo, Department of Nuclear Engineering and Management, 3. National Institute of Radiological Sciences, 4. Toshima University, Graduate School of Biomedical Sciences)

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

[2J03] Mathematical analysis of life shortening caused by radiation in female mice

*Tetsuhiro Kinugawa[1], Yuichiro Manabe[1], Takahiro Wada[2], Masako Bando[3] (1. Osaka University, 2. Kansai University, 3. RCNP Osaka University)

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

[2J04] Study on Change Characteristics of Oxidative Stress State in Mice Brain by X-irradiation

*Yuto Yunoki[1], Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[1,2], Yusuke Kobashi[1], Tsuyosi Isida[1], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. JAEA, Nigyo-Toge)

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

10:50 AM - 12:00 PM JST | 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room J A41 -A Building

[2J05-08] Radiation Medicine and Biological Influence 2

Chair:Hiroko Yoshida(Tohoku Univ.)

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

[2J05] Comparative study on oxidative stress mitigation effect in mouse organs by inhalation of radon and thoron

*Yusuke Kobashi[1], Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[2], Akihiro Sakoda[2], Hiroshi Tanaka[2], Tsuyoshi Ishida[1], Yuto Yunoki[1], Yuu Ishimori[3], Humihiro Mitsunobu[4], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. JAEA, Ningyo-Toge, 3. JAEA, Monju, 4. Grad. Sch. Med Dent Pharm Sci.,Okayama Univ.)

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

[2J06] Study on the suppression effect of mouse renal injury by the Radon inhalation

*Kaori Sasaoka[1,4], Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[1,2], Yusuke Kobashi[1], Akihiro Sakoda[2], Yuu Ishimori[3], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Okayama University,Graduate school of Health Sciences, 2. Japan Atomic Energy Agency, Ningyou-toge Environmental Engineering Center, 3. Japan Atomic Energy Agency, Prototype Fast Breeder Reactor Monju, 4. Okayama University, Graduate school of Medicine, Dentistry and Pharmaceutical Sciences)

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

[2J07] Development of the new method for estimation of radiation effect using fluorescent-modified oligonucleotide

*Yoshinobu Izumi[1], Ryota Kawai[1], Youichirou Matuo[1] (1. Univ. of FUKUI)

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

[2J08] Development of the new radiation monitoring system using Quantitative Polymerase Chain Reaction

*Youichirou MATUO[1], Yoshinobu IZUMI[1], Kikuo SHIMIZU[2] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui., 2. Institute for Radiation Sciences, Radioisotope Research Center, Osaka University.)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-3 Fuel Reprocessing

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room J A41 -A Building

[2J09-12] Actinides Separation 1

Chair:Noriko Asanuma(Tokai Univ.)

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

[2J09] Single step MA recovery process using CMPO-HDEHP/SiO2-P adsorbent

(3) Evaluation of separation characteristics by using simulated HLLW

*Tomoaki Sakurai[1], Tuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuhi[3] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J10] Optimization of extraction chromatography for the purpose of highly separation MA from HLLW

*Yusuke Horiuchi[1], Ryoji Abe[1], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuchi[3] (1. Shibaura Institute of Technology graduate school, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J11] Selective Extraction of Oxidized Hexavalent Americium by Monoamide Derivatives

*Masahiko Nakase[1], Travis S Grimes[2], Bruce J Mincher[2], Shinichi Suzuki[3], Tsuyoshi Yaita[3] (1. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Idaho National Laboratory, 3. Material Sciences Research Center, Japan Atomic Energy AgencyAqueous Separations and Radiochemistry Department,)

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

[2J12] Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant

(4) Mutual Separation of U(VI) and Th(IV) by Using Double-Headed 2-Pyrrolidone Derivatives

*Koichiro Takao[1], Hiroyuki Kazama[1], Tsushima Satoru[1], Yasuhisa Ikeda[1] (1. LANE, TokyoTech)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-3 Fuel Reprocessing

3:50 PM - 4:55 PM JST | 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room J A41 -A Building

[2J13-16] Actinides Separation 2

Chair:Koichiro Takao(Tokyo Tech)

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

[2J13] Computational chemical study on separation mechanism of Am from Cm with diamide-type ligands

*Masashi Kaneko[1], Masayuki Watanabe[1], Hideya Suzuki[1], Tatsuro Matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J14] Research and development of the "SELECT process" for Actinide separation

(1) Concept

*Tatsuro Matsumura[1], Yasutoshi Ban[1], Shinobu Hotoku[1], Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Nao Tsutsui[1], Keisuke Morita[1], Tomohiro Toigawa[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuya Kurosawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J15] Research and development of the "SELECT process" for Actinide separation

(2) Investigation of new extractants for MA/RE separation

*Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuro Matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J16] Impact assessment on introduction of MA recovery process to MOX fuel reprocessing facility

*Naoto Hayashi[1], Masayoshi Kamiya[1], Takeshi Takata[1], Masayuki Takeuchi[1], Akira Sato[2], Masashi Nishimura[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Mitsubishi Heavy industries)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-3 Fuel Reprocessing

4:55 PM - 5:45 PM JST | 7:55 AM - 8:45 AM UTC | Room J A41 -A Building

[2J17-19] Separation Behavior of FPs

Chair:Tetsuya Kato(CRIEPI)

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

[2J17] Development of co-decontamination section on co-processing process
- Study on extraction behavior of Tc coexistent with Pu -

*Takehiko Sato[1], Atsunari Kudo[1], Masayuki Takeuchi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J18] Recovery of LLFP from high-level liquid waste
(4)Investigation of new extractants for recovery of Zirconium

*Keisuke Morita[1], Hideya Suzuki[1], Tatsuro Matsumura[1], Yuya Takahashi[2], Takashi Omori[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2] (1. JAEA, 2. ToshibaESS)

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

[2J19] Fundamental study on separation of Pd(II) using thiourea type ligand by PNIPAAm

*Hiroki Yamazaki[1], Noriko Asanuma[1], Haruka Tateno[2], Takehiko Tsukahara[2] (1. Tokai University, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology)

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-3 Fuel Reprocessing

5:45 PM - 6:30 PM JST | 8:45 AM - 9:30 AM UTC | Room J A41 -A Building

[2J20-22] Pyroprocessing

Chair:Tatsuro Matsumura(JAEA)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2J20] Material balance evaluation in electrorefining of nitride fuels for MA transmutation

*Haruka Tateno[1], Takumi Sato[1], Yasuhiro Tsubata[1], Hirokazu Hayashi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2J21] Development of highly fiexible technology for recovery and transmutation of minor actinide
(4)Elucidation of solid phase formation behavior of U and Pu in Liquid Gallium Cathode

*kohei tada[1], Shinichi Kitawaki[1], Hirohide Kofuji[1], Tsuyoshi Murakami[2], Yoshiharu Sakamura[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

[2J22] Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide
(5) Fundamental studies on electrochemical recovery of rare earth elements for waste treatment in the pyrometallurgical reprocessing

*Masatoshi Iizuka[1], Tsuyoshi Murakami[1], Toshiyuki Nohira[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Kyoto University)

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

9:30 AM - 10:35 AM JST | 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room K B41 -B Building

[2K01-04] Radiation Manegement and Protection 1

Chair:Jun Hirouchi(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2K01] Study on an application of Powered Air Purifying Respirator (PAPR) half mask to α-ray radiation management at a MOX fuel facility

*Ken Tamura[1], Nobuhiro Hatanaka[1], Shuji Nemoto[1], Yasuhisa Kimura[1], Hiroshi Hirano[1], Takashi Kawasaki[1] (1. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2K02] Introducing the Remote Monitoring System for Reducing workers radiation exposure

*Chisato Omata[1], Yutaka Suzuki[1], Hiroshi Shinada[1], Hideo Kiyooka[1], Toshiyuki Hayashida[1] (1. TEPCO)

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

[2K03] Production and Performance Evaluation of Geopolymer Container using Radioactive Incineration Ash

*Masanori Tokiyoshi[1], Yuji Ijiri[1], Masahiro Taniguchi[1], Eiji Owaki[1], Haruo Nagamine[1], Kyohei Nishiyama[1], Shinobu Hashimoto[2], Toshiaki Ogasawara[3], Hanichi Nishiyama[4] (1. TAISEI CORPORATION, 2. Nagoya Institute of Technology, 3. Tokai Technical Center, 4. Yanaisoken Corporation)

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

[2K04] Safety Evaluation for Geopolymer Solidification of Radioactive Ash derived from Waste Incinerator in Fukushima

*Masahiro Taniguchi[1], Haruo Nagamine[1], Masanori Tokiyoshi[1], Kyohei Nishiyama[1] (1. TAISEI CORPORATION)

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

10:35 AM - 12:00 PM JST | 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room K B41 -B Building

[2K05-09] Radiation Manegement and Protection 2

Chair:Haruyasu Nagai(JAEA)

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

[2K05] Surface area dependence of wall-out rate of radon decay products in indoor air

*Amin Kawahara[1], Jun Moriizumi[1], Yousuke Sato[1], Hiromi Yamazawa[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[2K06] Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering

(4) Investigation of penetration rate with a test chamber

*Shigeru Kimoto[1], Yoshiro Sadatani[1], Minoru Yoneda[1], Yasuto Matsui[1], Jun Hirouchi[2] (1. Kyoto University, 2. JAEA)

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

[2K07] Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering

(5) Investigation of deposition rate in real houses

*Jun Hirouchi[1], Shogo Takahara[1], Hiroshi Komagamine[2], Masahiro Munakata[1], Shigeru Kimoto[3], Minoru Yoneda[3], Yasuto Matsui[3] (1. JAEA, 2. Dainichi Machine and Engineering Co., Ltd., 3. Kyoto Univ.)

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

[2K08] Estimation of Leakage Dose around Therapy Facilities using Gantry Type Liniac by Monte Carlo Method (2)

*Yoshihiro Ogawa[1], Shigemi Ogawa[2], Ryotaro Yahagi[2] (1. Faculty of Applied SOciology, Kindai University, 2. Accuray Japan K.K.)

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

[2K09] Soil decontamination using cesium-free mineralization with alkaline chloride: Cs removal processes depending on valence of cations in reactants

*Iwao Shimoyama Shimoyama[1], Toshihiro Kogure[2], Taiga Okumura[2], Yuji Baba[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The university of Tokyo)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room K B41 -B Building

[2K_GM] 「保健物理・環境科学部会」第37回全体会議

[2K_GM] General Meeting

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K B41 -B Building

[2K_PL] Issues for security measures for univer

Chair:Nobuaki Sato(Tohoku Univ.)

[2K_PL01] Opening Remarks

*Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2K_PL02] Current status and issues of security measures at university nuclear fuel facilities

*Toshiaki Hiyama[1] (1. Kyushu Univ.)

[2K_PL03] Current status and issues of security measures at university RI facilities

*Tsutomu Ohtsuki[1] (1. Kyoto Univ.)

[2K_PL04] Subjects and prospects of security measures for facilities other than commecial reactors

*Toshiaki Hiyama[1], *Tsutomu Ohtsuki[2], *Mitsuru Uesaka[3] (1. Kyushu Univ., 2. Kyoto Univ., 3. Univ. of Tokyo)

[2K_PL05] Closing Remarks

*Masayoshi Uno[1] (1. Fukui Univ.)

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

2:45 PM - 4:20 PM JST | 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room K B41 -B Building

[2K10-15] Environmental Safety Assessment 1

Chair:Iwao Shimoyama(JAEA)

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

[2K10] Performance evaluation of atmospheric dispersion models for a nuclear accident

*Hiromi Yamazawa[1], Yousuke Sato[1] (1. Nagoya University)

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

[2K11] Development of a calculation method for atmospheric dispersion database that can immediately provide calculation results for any period and source term

*Hiroaki Terada[1], Haruyasu Nagai[1], Katsunori Tsuduki[1], Masanao Kadowaki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2K12] Atmospheric dispersion simulations for the assessment of radiological dose to the public due to the Fukushima Daiich nuclear power station accident

*Haruyasu Nagai[1], Hiroaki Terada[1], Katsunori Tsuduki[1], Akiko Furuno[1], Masanao Kadowaki[1], Toyokazu Kakefuda[1,2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. KCS Corp.)

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

[2K13] A study on analysis method of decreasing effect of dose rate considered the influence of stripping by decontamination and evolution of concentration distributions of Cs-134 and Cs-137 in the depth direction of soil

*MASATO YOSHII[1], HARUO SATO[1] (1. Graduate School of Natural Science and Technology, OKAYAMA UNIVERSITY)

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

[2K14] Simulations of Radiocesium Discharge from Abukuma River with Improved Cesium Wash-off Model

*Xudong Liu[1], Masahiko Machida[1], Hiroshi Kurikami[2], Akihiro Kitamura[2] (1. Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency, 178-4-4 Wakashiba, Kashiwa, Chiba, 277-0871, Japan, 2. Sector of Fukushima Research and Development, Japan Atomic Energy Agency, 10-2 Fukasaku, Miharu-machi, Fukushima 963-7700, Japan)

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

[2K15] Radionuclide Dynamics in 1F Harbor and its vicinity costal area:Analysis based on Monitoring Data

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

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

4:20 PM - 6:00 PM JST | 7:20 AM - 9:00 AM UTC | Room K B41 -B Building

[2K16-21] Environmental Safety Assessment 2

Chair:Hiromi Yamazawa(Nagoya Univ.)

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

[2K16] Validation of the Short-Term Emergency Assessment system of Marine Environmental Radioactivity (STEAMER)

*Hideyuki Kawamura[1], Takuya Kobayashi[1], Yuki Kamidaira[1] (1. JAEA)

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

[2K17] Development of ocean radiocesium distribution estimating system for recycling radiocesium-contaminated soil to coastal reclamation

*kazuji miwa[1], seiji takeda[1], takeshi iimoto[2] (1. JAEA, 2. Tokyo university)

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

[2K18] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(5) Speciation of Uranium Released to the Environment with Cesium-Rich Microparticles from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu University)

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

[2K19] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(6) Novel method to quantify radioactive cesium-rich microparticles (CsMPs) in the environment from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Ryohei Ikehara[1], Mizuki Suetake[1], Tatsuki Komiya[1], Genki Furuki[1], Shinya Yamasaki[2], Gareth TW Law[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney C Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu University, 2. University of Tsukuba, 3. University of Manchester, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. University of Nantes, 6. Stanford University)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2K20] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(7)Analysis of radioactivity of the dust collected from indoors

*Tatsuki Komiya[1], Ryohei Ikehara[1], Mizuki Suetake[1], Genki Furuki[1], Shinya Yamasaki[2], Toshihiko Ohnuki[3], Gareth TW Law[4], Bernd Grambow[5], Rodney Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. Tsukuba Univ., 3. Tokyo Institute of Technology, 4. The University of Manchester, 5. The University of Nantes, 6. Stanford Univ.)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[2K21] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(8) Dissolution kinetics of Cs-rich microparticle in a simulated body fluid

*Suetake Mizuki[1], Yuriko Nakano[1], Sinnya Yamasaki[2], Toshihiko Ohnuki[3], Bernd Grambow[4], Gareth TW Law[5], Rodney C Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. Tsukuba Univ., 3. Tokyo Institute of Technology, 4. Nanto Univ., 5. Manchester Univ., 6. Stanford Univ.)

Planning Lecture | Board and Committee：Public Information Committee

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L D12 -D Building

[2L_PL] How to disseminate information to society as AESJ Activities of the Public Information Committee

Chair:Reiko Nunome(NUMO)

[2L_PL01] The current status of disseminating information thourgh mass media and the future

*Mito Sagai[1] (1. CRIEPI)

[2L_PL02] The current state of the positional statement and the future

*Ryuichi Yamamoto[1] (1. JAEA)

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

2:45 PM - 4:10 PM JST | 5:45 AM - 7:10 AM UTC | Room L D12 -D Building

[2L01-05] Nuclear Transmutation 1

Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech)

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

[2L01] Optimization study of B_4C filter thickness for shifting to fast spectrum at experimental position in NRAD core

*AKITO OIZUMI[1], Andrew J. Hummel[2], Margaret A. Marshall[2], Giuseppe Palmiotti[2], Gilles J. Youinou[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Idaho National Laboratory)

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

[2L02] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

(16) Contribution of RBWR for realization of sustainable fuel cycle

*Tetsushi Hino[1], Junichi Miwa[1], Takeshi Mitsuyasu[1], Yohei Murakami[1], Masaya Ohtsuka[1], Hideo Soneda[2] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2L03] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

(17) ABWR back-fit concept of RBWR core

*Junichi Miwa[1], Tetsushi Hino[1], Takeshi Mitsuyasu[1], Yohei Murakami[1], Masaya Ohtsuka[1], Hideo Soneda[2] (1. Hitachi, Ltd. R&D group, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2L04] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(7)-The environmental load reduction effect of FORSETI^{TM}-

*Shungo SAKURAI[1], Kouji HIRAIWA[1], Rei KIMURA[1], Satoshi WADA[1], Tsukasa SUGITA[1], Yuya TAKAHASHI[1] (1. TOSHIBA Energy Systems & Solutions Corporation)

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

[2L05] Preliminary analysis of "nuclear alchemy" demonstration experiment to generate gold from mercury

*Soma Nakamura[1], Peng Hong Liem[1,2], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University, 2. Nippon Advanced Information Service)

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

4:10 PM - 6:00 PM JST | 7:10 AM - 9:00 AM UTC | Room L D12 -D Building

[2L06-12] Nuclear Transmutation 2

Chair:Naoto Aizawa(Tohoku Univ.)

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

[2L06] Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(3)Design study on a MOX fuel fast reactor core loading highly concentrated MA-containing metal fuel

*Kazuya Ohgama[1], Toshiharu Hara[2], Hirokazu Ohta [2], Shigeo Ohki [1], Masatoshi Iizuka[2] (1. JAEA, 2. CRIEPI)

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

[2L07] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(16) Overall Summary

*KAZUO ARIE[1], YASUSHI TSUBOI[1], TAKASHI OMORI[1], AKIHIRO HARA[1], MASATOSHI IIZUKA[2], HIROKAZU OHTA[2], YUJI ARITA[3], HIRONOBU UNESAKI[4] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, 2. CRIEPI, 3. University of Fukui, 4. Kyoto University)

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

[2L08] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(17) Core design and fuel integrity evaluation

*Yasushi Tsuboi[1], Hirokazu Ohta[2], Yuji arita[3], Kazuo Arie[1], Akihiro Hara[1], Mitsuaki Yamaoka[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solution Corporation, 2. CRIEPI, 3. Fukui University)

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

[2L09] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(18) Measurement of Doppler Effect for Metallic Fuel Alternative Alloy Material with Pulsed Neutron Source II

*Hironobu Unesaki[1], Tadafumi SANO Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1], Akihiro Hara[2] (1. Kyoto University, 2. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

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

[2L10] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(19) Studies on higher rare earths FPs decontamination process alternatives

*Yoshiharu Sakamura[1], Masatoshi Iizuka[1], Tsuyoshi Murakami[1], Takashi Omori[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

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

[2L11] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(20) Salt Distillation and Consolidation into Glass-bonded Sodalite Form Using Rare-earth Precipitate Generated in Molten Salt

*Koichi Uozumi[1], Masatoshi Iizuka[1], Takashi Omori[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Toshiba Energy Systems and Slutions Corporation)

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

[2L12] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(21) Study on an electro-refining process of high-content-Zr TRU metal fuel and its recycling facility

*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], Yasushi Tsuboi[1], Kazuo Arie[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

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

9:30 AM - 10:55 AM JST | 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room M E11 -E Building

[2M01-05] Subcriticality Experiment and Evaluation 1

Chair:Daisuke Sato(MHI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2M01] Feynman-α Analysis for a Subcritical Reactor System Driven by an Unstable Spallation Neutron Source

*Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[2], Sin-ya Hohara[2], Kengo Hashimoto[2], Masao Yamanaka[3], Tadafumi Sano[3], Cheolho Pyeon[3] (1. Graduate Shcool of Science and Engineering, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University, 3. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2M02] Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System
(6) Overview of ADS Experiments with U-Pb Zoned Core

*Cheol Ho Pyeon[1], Masao Yamanaka[1], Kenichi Watanabe[2], Naoto Aizawa[3], Tomohiro Endo[2], Go Chiba[4], Wilfred van Rooijen[5] (1. Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, 2. Nagoya University, Graduate School of Engineering, 3. Tohoku University, Graduate School of Engineering, 4. Hokkaido University, Graduate School of Engineering, 5. University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering)

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

[2M03] Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System
(7) Experimental Analyses of Kinetics Parameters

*Masao Yamanaka[1], Tomohiro Endo[2], Go Chiba[3], Wilfred Van Rooijen[4], Cheol Ho Pyeon[1] (1. Instetute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 2. Nagoya University, 3. Hokkaido Unviersity, 4. Fukui University)

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

[2M04] Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System
(8) On-line Monitoring of Kinetic Parameters

*Kenichi Watanabe[1], Tomohiro Endo[1], Masao Yamanaka[2], Cheol-ho Pyeon[2] (1. Nagoya Univ., 2. Kyoto Univ.)

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

[2M05] Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System
(9) Measurement of Subcritical Multiplication Factor

*Naoto Aizawa[1], Masao Yamanaka[2], Cheol Ho Pyeon[2] (1. Tohoku University, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

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

10:55 AM - 12:00 PM JST | 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room M E11 -E Building

[2M06-09] Subcriticality Experiment and Evaluation 2

Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[2M06] A Study of Gate-Time Range Dependence of Feynman-α Analysis

*Kengo Hashimoto[1], Kunihiro Nakajima[2], Kazuki Takahashi[2], Atsushi Sakon[1], Sin-ya Hohara[1] (1. Atomic Energy Research Institute, Kindai University, 2. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2M07] A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor

*Sin-ya Hohara[1], Kunihiro Nakajima[2], Kazuki Takahashi[2], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai University Atomic Energy Research Institute, 2. Graduate School of Science and Engineering, Kindai Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2M08] Experiment of Subcriticality Measurement by Source Jerk Method in UTR-KINKI

*Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1], Sin-ya Hohara[1] (1. Kindai University Atomic Energy Research Institute)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2M09] Reactor Physical examination of neutron utilization method from spent fuels

*Tetsuo Matsumura[1], Akihiro Sasahara[1] (1. CRIEPI)

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

2:45 PM - 4:25 PM JST | 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room M E11 -E Building

[2M10-15] Code Development and Varidation

Chair:Yasushi Nauchi(CRIEPI)

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

[2M10] Neutronics thermal-hydraulics coupling code system based on CFD and Monte-Carlo methods

(1) Overview of code system

*Rei Kimura[1], Takayuki Sako[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions)

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

[2M11] Neutronics thermal-hydraulics coupling code system based on CFD and Monte-Carlo methods

(2) Temperature discretization to decrease memory usage

*Takayuki Sako[1], Rei Kimura[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions)

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

[2M12] Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

(1) Overview and basic methodology

*KAZUYA YAMAJI[1], Kazuki Kirimura[1], Yohei Kamiyama[1], Yuki Takemoto[1], Daisuke Sato[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

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

[2M13] Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

(2) Verification of static calculation

*Koichi Ieyama[1], Kazuya Yamaji[1], Hiroki Koike[1], Daisuke Sato[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries,Ltd)

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

[2M14] Analysis of BEAVRS Benchmark Using CASMO5/SIMULATE5

(1) Calculation Results of Cycle 1

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1] (1. Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

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

[2M15] Gamma Scan Evaluation in European BWR 10x10 loaded core using CASMO5/SIMULATE5

*Tsuyoshi Ama[1], Tadashi Maeda[1], Takashi Yoshii[1], Akihiro Fukao[1], Keisuke Yamauchi[2] (1. TEPCO Systems, 2. TEPCO)

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

4:25 PM - 5:15 PM JST | 7:25 AM - 8:15 AM UTC | Room M E11 -E Building

[2M16-18] Analysis Method Development (Monte-Carlo Method)

Chair:Atsushi Sakon(Kindai Univ.)

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

[2M16] Statistical Error Estimation and Bias Correction in Monte Carlo Criticality Calculation

*Taro Ueki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2M17] Adjoint function satisfying alpha eigenvlue equation in comparison to Iterated Fission Probability

*Yasushi Nauchi[1] (1. CRIEPI)

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

[2M18] Development of a Monte Carlo Solver Solomon for Criticality Safety Analysis

(2) Implementation of the Probability Table Method for Unresolved Resonance Cross Sections

*Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Hagura[2] (1. JAEA, 2. NAIS)

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

5:15 PM - 6:20 PM JST | 8:15 AM - 9:20 AM UTC | Room M E11 -E Building

[2M19-22] Analysis Method Development (Deterministic Method)

Chair:Kazuya Yamaji(MHI)

5:15 PM - 5:30 PM JST | 8:15 AM - 8:30 AM UTC

[2M19] Compression of cross section table for core analysis using dimensional reduction

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

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2M20] Implementation of Galerkin quadrature method to reactor physics code system CBZ

*Go Chiba[1], Hiroyuki Fujii[1] (1. Hokkaido Univ.)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2M21] Nuclear reactor space-dependent kinetic calculations with explicit model of fission product nuclides

(2)全てのＦＰを陽に取り扱ったモデルの実装と検討

*Koji Katagiri[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2M22] Study on the effectiveness of SP3 method in a fast reactor

*Shota Ushihara[1], Takanori KItada[1], Satoshi Takeda[1] (1. Osaka University)

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

9:45 AM - 11:05 AM JST | 12:45 AM - 2:05 AM UTC | Room N D23 -D Building

[2N01-05] Fusion Neutron Application

Chair:Hideaki Matsuura(Kyushu Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2N01] LLFP Treatment by Irradiation of Fusion Neutrons

(1) Calculations for LLFP processing by fusion neutrons

*Norimasa Yamamoto[1], Motoyasu Sato[1], Hirohisa Takano[1], Atsuo Iiyoshi[1] (1. Chubu Univ.)

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

[2N02] LLFP Transmutation by Irradiation of Fusion Neutrons

(2)Physics of In-Flight Muon Catalyzed Fusion with Plasma Target

*Yasushi Kino[1], Takuma Yamashita[1], Toshitaka Oka[1], Motoyasu Sato[2] (1. Tohoku Univ., 2. Chubu Univ.)

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

[2N03] LLFP Treatment by Irradiation of Fusion Neutrons

(3) Concept of Much Shock wave target In−Flight Muon Catalysis Fusion

*Motoyasu Sato[1], Yasushi Kino[2], Yoshiharu Tanahashi [1], Norimasa Yamamoto[1], Hirohisa Takano[1], Takashi Mutoh[1], Aki Fujita[3], Aysuo Iiyoshi[1], Akihiro Matsubara[1] (1. Chubu Univ, 2. Tohoku Univ, 3. Kagiken)

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

[2N04] LLFP Transmutation by Irradiation of Fusion Neutrons

(4) A method for generating high pressure flow conditions by RAM pressurization in supersonic wind tunnel

*Yoshiharu Tanahashi[1] (1. Department of Astronautics and Aeronautics)

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

[2N05] Evaluation of neutron flux distribution in an experimental assembly using discharge-type fusion DD neutron source.

*Keisuke Mukai[1], Juro Yagi[1], Satoshi Konishi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

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

11:05 AM - 11:55 AM JST | 2:05 AM - 2:55 AM UTC | Room N D23 -D Building

[2N06-08] Tritium Breeding Materials

Chair:Teruya Tanaka(NIFS)

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

[2N06] CO2 absorption characteristics of non-stoichiometric Li metal compounds

*Tsubasa Takeda[1], Masaaki Yamamoto[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University)

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

[2N07] Effect of hydrogen fluoride on the corrosion rate of metals in the molten salt, FLiNaK

*Gaku Yamazaki[1], Juro Yagi[1,2], Teruya Tanaka[1,2], Takashi Watanabe[2], Takuya Nagasaka[1,2], Akio Sagara[1,2] (1. SOKENDAI, 2. NIFS)

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

[2N08] Polarization behavior of nitrogen containing lithium in chloride molten salt

*juro yagi[1], keisuke mukai[1], satoshi konishi[1] (1. IEA, Kyoto Univ.)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room N D23 -D Building

[2N_GM] 「核融合工学部会」第51回全体会議

[2N_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engneering Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N D23 -D Building

[2N_PL] Education and human resources development in the field of fusion engineering and science

Chair:Satoshi Fukada(Kyushu Univ.)

[2N_PL01] Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in universities

*Noriyasu Ono[1] (1. Nagoya Univ.)

[2N_PL02] Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in companies

*Akira Ozaki[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions)

[2N_PL03] Present status of education and human resources in nuclear engineering

*Nozomu Fujimoto[1] (1. Kyushu Univ.)

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

2:45 PM - 3:50 PM JST | 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room N D23 -D Building

[2N09-12] Neutron Multiplication and Shielding Materials

Chair:Keisuke Mukai(Kyoto Univ.)

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

[2N09] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(28) Production and characterization of binary-sized Be12V pebbles

*Petr Kurinskiy[1], Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST, Rokkasho Fusion Institute, Department of Blanket Systems Research, Breeding Functional Materials Development Group)

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

[2N10] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(29) Thermal stability of Be-Zr-V ternary beryllides at high temperatures

*Jae-Hwan Kim Kim[1], Petr Kurinskiy[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi [1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

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

[2N11] Hydrogen desorption from metal-metal hydride composite neutron shielding material

*Muta Hiroaki[1], Masashi Sugatsuke[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Masanori Suzuki[1], Teruya Tanaka[2] (1. Osaka University, 2. NIFS)

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

[2N12] Thermophysical properties of hydride based neutron shielding material

*Masashi Sugatsuke[1], Teruya Tanaka[2], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka University, 2. National Institute for Fusion Science)

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

3:50 PM - 4:40 PM JST | 6:50 AM - 7:40 AM UTC | Room N D23 -D Building

[2N13-15] Behavior of Hydrogen Isotope in Fusion Materials

Chair:Yasuhisa Oya(Shizuoka Univ.)

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

[2N13] Heavy ion irradiation effects on microstructure and hydrogen isotope permeation behavior in yttrium oxide coating prepared by magnetron sputtering

*Kazuki Nakamura[1], Hikari Fujita[2], Jan Engels[3], Kiyohiro Yabuuchi[4], Sosuke Kondo[4], Sho Kano[2], Takayuki Terai[2], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka University, 2. The University of Tokyo, 3. Forschungszentrum Jülich, 4. Kyoto University)

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

[2N14] Deuterium permeation behavior through reduced activation ferritic steel F82H under DEMO reactor blanket condition

*Keisuke Kimura[1], Jumpei Mochizuki[1], Seira Horikoshi[1], Moeki Matsunaga[1], Hikari Fujita[2], Kouhei Okitsu[2], Yoshiteru Sakamoto[3], Youji Someya[3], Hirofumi Nakamura[3], Takumi Chikada[1] (1. Graduate school of Integrated Science and Technology, Shizuoka University , 2. The University of Tokyo, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

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

[2N15] Evaluation of deuterium absorption/desorption behavior of graphite -TDS measurement for fine dusts produced by mechanical alloying-

*Yuki Kondo[1], Hisao Atsumi[2] (1. Kindai University Graduate School , 2. Kindai University Faculty of Science and Engineering)

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

4:40 PM - 6:15 PM JST | 7:40 AM - 9:15 AM UTC | Room N D23 -D Building

[2N16-21] Fusion Materials, Radiation Effects and Methods for Mechanical Testing

Chair:Yoshitaka Matsukawa(Tohoku Univ.)

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

[2N16] Examination of influence of nuclear transmutation and irradiation damages on chromel and alumel materials

*Teruya Tanaka[1], Hiroyuki Noto[1], Fuminobu Sato[2], Yoshimitsu Hishinuma[1], Hiroyuki A Sakaue[1], Masahito Yoshino[3] (1. NIFS, 2. Osaka Univ., 3. Nagoya Univ.)

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

[2N17] Effect of rhenium addition on recrystallization behavior of tungsten materials

*Itsuki Terada[1], Takeshi Miyazawa[1], Shuhei Nogami[1], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku University)

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

[2N18] Current status of the development of reduced activation ferritic/martensitic steel F82H material strength standard

*Hideo Sakasegawa[1], Taichiro Kato[1], Yoshiyuki Watanabe[1], Hiroyasu Tanigawa[1], Takanori Hirose[1] (1. QST)

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

[2N19] Ductility Evaluation of Small Tensile Test Specimen SS-J3 by Fracture Surface Dimensions

*Toshiya Nakata[1], Eri Miyazaki[2], Taichiro Kato[3], Hiroyasu Tanigawa[3] (1. Technology Education, Faculty of Education, Gifu University, 2. Graduate School of Natural Science & Technology, Okayama University, 3. Rokkasho Fusion Institute, National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

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

[2N20] Fatigue pre-cracking and fracture toughness in ITER-grade tungaten

*Kazutoshi Tokunaga[1], Satoru Matsuo[1], Hiroaki Kurishita[2], Takeshi Toyama[3], Makoto Hasegawa[1], Kazuo Nakamura[1] (1. Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu University, 2. KEK, 3. Institute for Materials Research, Tohoku University)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2N21] Damage location mapping and data filtering in failure evaluation of SiC/SiC composites by underwater acoustic emission technique

*Takashi Nozawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. QST)

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

9:30 AM - 10:55 AM JST | 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room O D25 -D Building

[2O01-05] Plant PRA

Chair:Koichi Nakamura(CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2O01] Consideration of KK-7 Internal Events Shutdown Level 1PRA Upgrade

(1) Issues Based on Internal Events At-Power Level 1PRA Upgrade

*Yoshikazu Ootaki[1], Issei Hidaka[1], Toshiteru Saitou[1], Satoshi Kawaguchi[2], Toshinobu Kita[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2O02] Consideration of KK-7 Internal Events At-Power Level1.5 PRA Upgrade

(1) Issues Based on Internal Events At-Power Level1 PRA Upgrade

*Takashi Masutani[1], Masatoshi Moteki[1], Natsuki Shiraishi[1], Chikahiro Satou[1], Masayuki Hiraide[2], Toshinobu Kita[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

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

[2O03] The Progress of PRA for Tokai No.2 Power Station

(2)Extraction of Initiating event candidate "Implementation of failure mode effect analysis"

*Hiroto Matsumoto[1], Masaru Yamanaka[2], Takayuki Negishi[1], Atsuo Ikeda[1] (1. Nuclear Engineering and Services Company, 2. The Japan Atomic Power Company)

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

[2O04] The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

(5)Evaluation Results of Level 1.5PRA During Power Operation Considering SA Equipment

*Takuma Takahashi[2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Daisuke Suimon[1], Keisuke Takashima[1,2], Shinichi Hamatani[1,2], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2] (1. Hokuriku Electric Power Company, 2. Nuclear Engineering and Services Company)

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

[2O05] The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

(6)Development of Core Damage Monitoring Tool During Power Operation(Level1 PRA)

*Keisuke Takashima[1,2], Mutsuhiro Nakada[2], Toshihiro Aida[2], Daisuke Suimon[2], Takayuki Negishi[1], Atsuo Ikeda[1], Junya Masuko[1] (1. Nuclear Engineering and Services Company, 2. Hokuriku Electric Power Company)

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

10:55 AM - 12:00 PM JST | 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room O D25 -D Building

[2O06-09] PRA Improvement

Chair:Hitoshi Muta(Tokyo City Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[2O06] Assessment of LOCA Considering the Partial Fracture of Pipes on Level 1 PRA

*Kohei Yoshida[1], Daichi Shiota[1], Yuki Ishiwatari[1], Kyohei Echizen[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Hitachi Industry & Control Solutions, Ltd.)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2O07] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment (9) Applicability study of the Source Term PRD to the ADAPT method

*Koichi Nakamura[1], Yoko Yamane[2], Keigo Murata[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Advancesoft Corporation)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2O08] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment (10) Consideration of Source term PRD method for a variety of scenarios expected in the SBO scenario

*Yoko Yamane[1], Koichi Nakamura[2], Keigo Murata[1] (1. Advancesoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2O09] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment. (11)Evaluation of cesium re-evaporation amount depending on dispersion state of molten debris in containment vessel.

*KEIGO MURATA[1], Koichi Nakamura[2], Yoko Yamane[1] (1. AdvanceSoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O D25 -D Building

[2O_GM] 「海外情報連絡会」第59回全体会議

[2O_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：International Nuclear Information Network

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O D25 -D Building

[2O_PL] Nuclear Energy in Poland

Chair:Yukio Tachibana(JAEA)

[2O_PL01] Nuclear Energy in Poland

*Kazuhiko Kunitomi[1] (1. JAEA)

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

2:45 PM - 3:20 PM JST | 5:45 AM - 6:20 AM UTC | Room O D25 -D Building

[2O10-11] PRA Application

Chair:Hiroshi Ujita(AdvanceSoft)

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

[2O10] Application of human reliability analysis methods to fuel cycle facilities

*Makoto Takizawa[1], Kenji Mori[1], Kazuki Yamate[1], Kazuo Kubota[1] (1. Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

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

[2O11] Accident Model STAMP for Risk Management of Nuclear Power Station Against External Natural Events

Part 1: STAMP Model for External Events

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Akira Omoto[2,1] (1. Tokyo City University, 2. Tokyo Institute of Technology)

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

3:20 PM - 4:25 PM JST | 6:20 AM - 7:25 AM UTC | Room O D25 -D Building

[2O12-15] Design and Inspection of LWRs

Chair:Chikako Iwaki(TOSHIBA ESS)

3:20 PM - 3:35 PM JST | 6:20 AM - 6:35 AM UTC

[2O12] The AP1000® Plant Startup Test Program

(1) Pre-Fuel Load

*Yukitaka Yamazaki[1], Edward L. Schmiech[2] (1. Westinghouse Electric Japan Ltd., 2. Westinghouse Electric Company LLC.)

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

[2O13] The AP1000® Plant Startup Test Program

(2) Fuel Load

*Yoshitaka Nihira[1], Yukitaka Yamazaki[1], Edward L Schmiech[2] (1. Westinghouse Electric Japan, 2. Westinghouse Electric Company)

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

[2O14] Evaluation of sloshing wave crest impact pressure acting on a fixed roof cylindrical tank

(1)Validation of numerical models and applicability of estimation methods of Slosh-induced impact pressure

*Yukihiro Toyoda[1,2], Yasuki Ootori[2] (1. CRIEPI, 2. Tokyo City Univ.)

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

[2O15] Research on extent of examination in non-destructive inspection based on probabilistic fracture mechanics

*Akihiro Mano[1], Yoshihito Yamaguchi[1], Jinya Katsuyama[1], Yinsheng Li[1] (1. JAEA)

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

4:25 PM - 5:45 PM JST | 7:25 AM - 8:45 AM UTC | Room O D25 -D Building

[2O16-20] Design and Demand of Advanced Reactor

Chair:Yoshihisa Nishi(CRIEPI)

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

[2O16] Potential of SMR in various power markets

*Takanori TANAKA[1] (1. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

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

[2O17] Fragility Evaluation of the Reactor Vessel of Fast Reactor using Inelastic Analysis

*Masatoshi Kameyama[1], Takayuki Miyagawa[1], Shigenobu Kubo[2], Tetsuji Suzuno[3], Tsuyoshi Fukasawa[3] (1. JAPC, 2. JAEA, 3. MFBR)

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

[2O18] A Conceptual Design Study on Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor with Enhanced Anti-seismic Capability

(1) A Study on Reactor Vessel and Internal Structures

*masato uchita[1], Takayuki Miyagawa[1], Masao Eto[2], Suzuno Tetsuji[2], Sigenobu Kubo[3], Yoshitaka Chikazawa[3] (1. Japan Atomic Power Company , 2. Mitsubishi FBR Systems Inc., 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2O19] A Conceptual Design Study on Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor with Enhanced Anti-seismic Capability

(2)A Study on Safety Design Concept

*Shigenobu Kubo[1], Koichi Higurashi[3], Takayuki Miyagawa[2] (1. JAEA, 2. JAPC, 3. MFBR)

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

[2O20] A Conceptual Design Study on Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor with Enhanced Anti-seismic Capability

(3) Steady State Thermal Hydraulic Analyses in Reactor Vessel

*Ichiyo Matoba[1], Junji Endo[1], Osamu Watanabe[1], Yoshitaka Chikazawa[2], Shigenobu Kubo[2], Hiroyuki Ohshima[2], Masato Uchita[3] (1. Mitsubishi FBR Systems Inc., 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Japan Atomic Power Company)

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

9:30 AM - 10:50 AM JST | 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room P E21 -E Building

[2P01-05] Safety Evaluation of LWR 1

Chair:Kenta Murakami(Nagaoka Univ. of Tech.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2P01] Development of Filtered Containment Vent System Model using MAAP5.04

*Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Toru Sakamoto[1], Ryunosuke Yamaguchi[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2P02] Reduction of the Number of Samples to Construct Reduced Order Model of Severe Accident Analysis

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

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

[2P03] Effect of transient conditions on failure probability of reactor pressure vessel

*Jinya Katsuyama[1], Koichi Masaki[1], Yinsheng Li[1], Tadashi Watanabe[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Fukui University)

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

[2P04] Simplified Biaxial Tensile Test for High Strength Wire Mesh

*Kosuke Namba[1] (1. CRIEPI)

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

[2P05] Fundamental Study on Perforation of Steel Plate subjected to Missile with Different Nose Shape impact

*Atsushi Yoshida[1], Kosuke Namba[1] (1. CRIEPI)

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

10:50 AM - 12:00 PM JST | 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room P E21 -E Building

[2P06-09] Safety Evaluation of LWR 2

Chair:Sunghyon Jang(Univ. of Tokyo)

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

[2P06] Application of a Fire Zone Model for Compartment Fire under Mechanically Ventilated Conditions

-(1) Prediction on Fire Behavior using BRI2002 with Fan Curve Model-

*Koji Tasaka[1], Koji Shirai[1], Junghoon Ji[1], Toshiko Udagawa[2], Shigeru Yamada[3] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. WDB Co., Ltd., 3. Fujita Corporation)

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

[2P07] Application of a fire zone model for compartment fires under mechanically ventilated conditions

-(2) Prediction on fire behavior under multi-fire sources using BRI2002-

*Junghoon Ji[1], Koji Tasaka[1], Koji Shirai[1], Toshiko Udagawa[2], Shigeru Yamada[3] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. WDB Co., Ltd., 3. FUJITA CORPORATION)

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

[2P08] Development of Methodology for Fire Propagation and Effect Analysis

(4) Fire Effect Analysis for Multi-room Compartments Using FDS

*Takaki Kato[1], Hajime Kabashima[1], Fumio Kasahara[1] (1. The Secretariat of the Nuclear Regulation Authority)

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

[2P09] Internal Arc Tests with High Voltage Electrical Cabinets for Emergency Diesel Generator

*KOJI SHIRAI[1], TSUKASA MIYAGI[1], KOJI TASAKA[1], JUNGHOON JI[1], MIKIMASA IWATA[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

General Meeting

12:00 PM - 1:00 PM JST | 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room P E21 -E Building

[2P_GM] 「原子力安全部会」第20回全体会議

[2P_GM] General Meeting

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Safety Division

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P E21 -E Building

[2P_PL] Learning from Progress of Fukushima Dai-ich Nuclear Accident Clarification

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[2P_PL01] Technical Bases of Severe Accident Sequence Groups including Fukushima Accident

*Mitsuhiro Kajimoto[1] (1. NRA)

[2P_PL02] Classification of Resolved/Unresolved Issues andImplications for Nuclear Safety Research

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

[2P_PL03] Lessons for Ensuring the Effectiveness of Severe Accident Measures

*Yasunori Yamanaka[1] (1. CRIEPI)

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

2:45 PM - 4:55 PM JST | 5:45 AM - 7:55 AM UTC | Room P E21 -E Building

[2P10-17] Spent Fuel Pool

Chair:Yamato Hayashi(TOSHIBA ESS)

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

[2P10] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(20) Overview

*Yoshiyuki Kaji[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Taku Nagatake[1], Hiroyuki Yoshida[1], Masayuki Tojo[2], Daisuke Goto[2], Satoshi Nishimura[3], Hiroaki Suzuki[4], Masaaki Yamato[5] (1. JAEA, 2. GNF-J, 3. CRIEPI, 4. IAE, 5. MHI)

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

[2P11] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(21) Investigation of cladding oxidation model

*Yoshiyuki Nemoto[1], Takashi Onizawa[1], Yoshiyuki Kaji[1], Kazuo Nakashima[2], Toru Kanazawa[2], Masayuki Tojo[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Global Nuclear Fuel - Japan)

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

[2P12] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(22) Acquisition of Validation Data by 4x4 Simulated Fuel Bundle

*Taku Nagatake[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2P13] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(23) CFD analysis for the loss of coolant accident in SFP with Zircaroy cladding oxidation model

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

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

[2P14] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(24) Create a data base of BWR fuel temperature in SFP based on the steady-state heat transfer analyses

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

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

[2P15] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(25) Experiment and analysis of the water level mismatch between in and out of CB of BWR fuel under Loss of Cooling System

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

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2P16] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(26) Characteristics Evaluation of Fuel Cladding Oxidation Model with MAAP Code

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

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2P17] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(27) Improvement of SAMPSON code and evaluation of cooling characteristics of SFP spray

*Hiroaki Suzuki[1], Yoshihiro Morita[1], Masanori Naitoh[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1. IAE, 2. JAEA)

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

4:55 PM - 6:00 PM JST | 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room P E21 -E Building

[2P18-21] Source Term

Chair:Hidetoshi Karasawa(IAE)

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

[2P18] Development of source term analysis methodology considering FP chemistry

*Jun Ishikawa[1], Xiaoyu Zheng[1], Hiroyuki Shiotsu[1], Tomoyuki Sugiyama[1] (1. JAEA)

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

[2P19] Effects of Boron on the chemical behavior of Cesium and Iodine in the Reactor Coolant System condition during LWR severe accident

(1) Evaluation of chemical bahavior of cesium iodide under steam condition

*Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Melany Gouello[2], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. VTT)

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

[2P20] Effects of Boron on the chemical behavior of Cesium and Iodine in the Reactor Coolant System condition during LWR severe accident

(2) Effects of Boron vapor species on chemical behavior of deposited Cesium Iodide.

*Junpei Imoto[1], Shuhei Miwa[1], Melany Gouello[2], Naoya Miyahara[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. VTT)

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

[2P21] Effects of Boron on the gaseous chemical reaction of Cesium and Iodine in Reactor Coolant System conditions during a severe accident

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

Awards Ceremony

5:30 PM - 6:00 PM JST | 8:30 AM - 9:00 AM UTC | Poster Session D13 -D Building

[2Z-AC] Poster Session Awards Ceremony

5:30 PM - 6:00 PM JST | 8:30 AM - 9:00 AM UTC

[2Z_AC] Poster Session Awards Ceremony

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

Thu. Sep 6, 2018 9:30 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room A B11 -B Building

[2A01-05] Analyzing Technique

Chair:Jun Kawarabayashi(Tokyo City Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2A01] Study on the development of resonance ionization scheme of strontium with high isotope selectivity

*Donguk Cheon[1], Yoshihiro Iwata[1], Masabumi Miyabe[2], Shuichi Hasegawa[1] (1. University of Tokyo, 2. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2A02] Evaluation of Cesium Penetration Behavior in Concrete Structural Materials Using EXAFS

*Koki Koshigoe[1], Isamu Sato[1], Naoya Miyahara[2], Eriko Suzuki[2], Haruaki Matsuura[1] (1. Tokyo City University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2A03] Development of technology for collecting iodine and cesium using argon plasma II

*Hirotaka Ino[1], Glenn Harvel[2], Takeyoshi Sunagawa[1], Yutaro Aoki[1], Ryu Shibaoka[1] (1. Fukui Univ. of Tech., 2. Univ. of Ontario Inst. Tech.)

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

[2A04] Development of Analytical Method for ^{14}C Determination by Mid-Infrared Cavity Ring-down Spectroscopy toward tracer applications

*Ryohei Terabayashi[1,3], Volker Sonnenschein[1], Hideki Tomita[1], Mana Kano-Nakata[1], Shin Takeda[1], Norihiko Nishizawa[1], Masahito Yamanaka[1], Kenji Yoshida[2], Lei Jin[1], Tetsuo Iguchi[1] (1. Nagoya Univ., 2. Sekisui Medical Co., Ltd. , 3. JSPS research fellow)

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

[2A05] Resonant laser secondary neutral mass spectrometry for micro imaging of radioactive isotopes (3)

*Hideki Tomita[1], Kosuke Saito[1], Volker Sonnenschein[1], Tetsuo Iguchi[1], Masato Morita[2], Tetsuo Sakamoto[2], Toshihide Kawai[3], Takeo Okumura[3], Ikuo Wakaida[4], Yukihiko Satou[4] (1. Nagoya Univ., 2. Kogakuin Univ., 3. Japan Neutron Optics Inc., 4. Japan Atomic Energy Agency)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

Study on the development of resonance ionization scheme of strontium with high isotope selectivity

*Donguk Cheon[1], Yoshihiro Iwata[1], Masabumi Miyabe[2] and Shuichi Hasegawa[1]
[1]University of Tokyo, [2]JAEA

Abstract:
The resonance ionization spectroscopic (RIS) isotope selectivity of strontium has been studied in terms of alternatively found triplet transition for isotope selectivity enhancement. We have investigated the isotope selectivity of strontium at prospective Rydberg state (n=39) ionization transition scheme (689 nm – 487 nm – 393 nm).

Keyword: Resonance Ionization, Strontium, Isotope Selectivity

1. Introduction

The tracing radioactive isotopes are being interested with its importance of precise monitoring of radioactive isotopes, such as ^{90}Sr. It is not easy to monitor due to its low isotopic abundance with isobaric interference by the equal mass isotopes. To present the high isotopic selectivity, we presented the resonance ionization spectroscopic technique for the enhancement of isotopic selectivity of strontium. We have studied to find out the alternative optical excitation transition scheme for the isotopic selectivity enhancement by applying narrow linewidth transition at 689.4 nm ($5s^2\ ^1S_0 – 5s5p\ ^3P_1^{\circ}$, natural linewidth is ~7.4 kHz) [1-3].

2. Experimental

To perform the multi-step RIS, we prepared three diffraction grating used Littrow angle external cavity diode lasers (ECDLs) at 689 nm, 487 nm and 393 nm, respectively. We separated the output beam into three parts such as main beam for the resonance ionization, the wavelength monitoring, and the computational wavelength control by digital fringe offset frequency locking system. Figure 1 shows the energy level scheme of 3-step RIS for the Rydberg state (n=39); the left is 460 nm – 655 – 426 nm reported by Miyabe [3], and the right is 689 nm – 487 nm – 393 nm used in this work. Figure 2 presents the Voigt fitted spectrum of ^{88}Sr at 689 nm. The Lorentzian component of the spectrum width was 1.7 MHz, which is narrower than the natural width (~32 MHz) of the 460 nm line [3]. It means that the 689.4 nm line is effective for the isotope selectivity enhancement. Further, the isotope shifts at the 487 nm and the 393 nm have been evaluated for the first time.

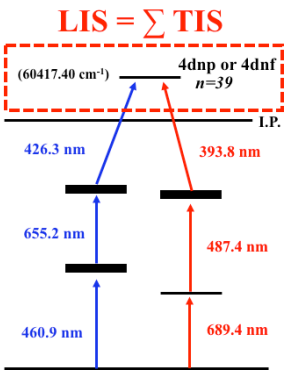


Figure 1. Energy level diagram of resonance ionization.

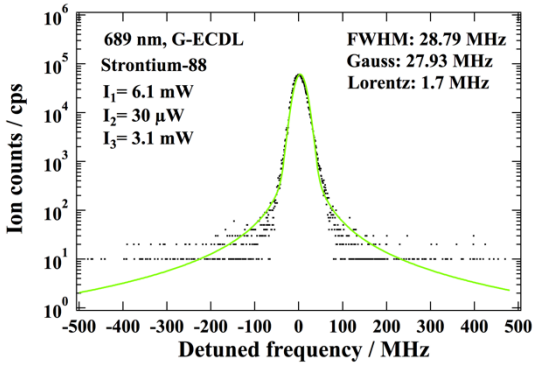


Figure 2. Voigt profile of ^{88}Sr spectrum at 689.4 nm.

3. Conclusion

We have applied novel resonance excitation scheme for the optical isotope selectivity enhancement. The isotope selectivity evaluation of strontium has been performed at 689.4 nm – 487.4 nm – 393.8 nm ($5s^2\ ^1S_0 – 5s5p\ ^3P_1^{\circ} – 5s5d\ ^3D_2$ – 4dnp or 4dnf, n=39). The Lorentzian component linewidth of the 689.4 nm spectrum has been experimentally proven to be narrower than the natural width of the 460 nm transition. Regarding the optical isotope selectivity relation with the natural linewidth of transition [1, 3], it is able to expect the selectivity of strontium isotope can be enhanced with our experimental results (>$10^{7\sim8}$).

References

[1] M. Sankari et al., J. Opt. Soc. Am. B, 26, 3, 400, (2009).
[2] M. Kompitsas et al., J. Phys. B-At. Mol. Opt., 23, 14, 2247, (1990).
[3] M. Miyabe et al., AESJ, Fall meeting, (2015).
A part of this study is supported by JSPS KAKENHI Grant No. JP16H04639.

EXAFS を用いたコンクリート構造材へのセシウム浸透挙動評価

Evaluation of Cesium Penetration Behavior in Concrete Structural Materials Using EXAFS

*腰越　広輝[1]，佐藤　勇[1]，宮原　直哉[2]，鈴木　恵理子[2]，松浦　治明[1]

[1]東京都市大学，[2]日本原子力研究開発機構

コンクリートへのセシウム浸透挙動を解明するため、CsCl 及び CsI 水溶液へのコンクリートの浸漬試験を行い，蛍光 X 線分析(XRF)を用いて定性・定量評価を行うとともに、広域 X 線吸収微細構造(EXAFS)測定を用いてコンクリート内部のセシウムの化学状態を分析した.

キーワード：コンクリート，セシウム，EXAFS，XRF

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉においては，それに伴う解体廃棄物を安全かつ合理的に管理することが必要である. そのためには、原子炉建屋等において大量に存在するコンクリート構造材への Cs 等の放射性物質の付着・浸透メカニズムを把握し, その性状に応じた適切な処理・処分を施す必要がある. 本研究では，上記のコンクリートへの Cs 浸透メカニズムの把握を目的として，CsCl 及び CsI 水溶液へのコンクリートの浸漬試験及び浸漬後コンクリートの EXAFS 分析，蛍光 X 線分析を実施した.

2. 実験方法

浸漬試験には、東京都市大学原子力研究所の炉室内でボーリングされたコンクリート試料を用いた．Cs 浸透挙動（浸透深さ、浸透後の化学状態）への溶質依存性を確認するため, コンクリートを 1 M の CsCl 及び CsI 水溶液に 1 日間浸漬した. Cs の浸透深さは, 浸漬後コンクリートを表面から 0.5 mm ずつ 2.0 mm まで削り，窒化ホウ素を混合してペレット状に成型し, 蛍光 X 線分析により Cs 量を測定することにより評価した. 浸透した Cs の化学状態を分析するため, 高エネルギー加速器研究機構において, 透過法または蛍光法による EXAFS 測定を CsL_3 端に着目して行った．化学状態の比較のため，CsCl 及び CsI 粉末をコンクリートに接触させた試料, 水溶液にコンクリート粉末を添加し乾燥させた試料に対しても同様に EXAFS 解析を行い, 浸漬試験の結果と比較検討した.

3. 実験結果及び考察

1 日後の Cs 浸透深さは CsCl，CsI 水溶液ともに試料表面から 2.0 mm に達しており, 本実験の範囲では大きな溶質依存性は見られなかった. 一方，EXAFS 測定（図 1）においては,CsCl 水溶液中 Cs のほうが CsI に比べ僅かにコンクリート内部の酸素との配位数（図 1 縦軸）が多く，強固に結びついていることが分かった．また，両者とも物理吸着試料より配位数が小さかった．以上より，コンクリート中に浸透する Cs の化学状態は物理吸着とは大きく異なっており，溶質の種類に影響されることが示唆された. 今後は Cs 浸透メカニズムを化学状態の面から解明すべく，より詳細な分析を実施していく予定である.

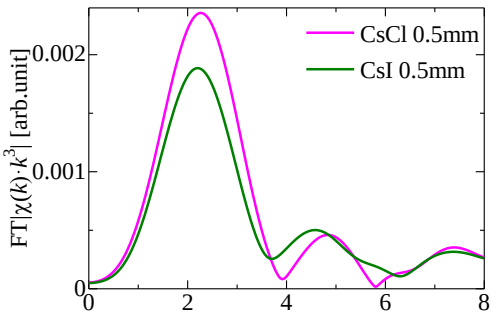


図 1 浸漬溶液を変えた場合のコンクリート内に含有するセシウム近傍に着目した構造関数の比較

参考文献

[1] I.Sato, J,Nucl,Sci,Tech,52,580, pp583 (2015)

---

* Koki Koshigoe[1],Isamu Sato[1],Naoya Miyahara[2],Eriko Suzuki[2] and Haruaki Matsuura[1]

[1]Tokyo City University,[2]Japan Atomic Energy Agency

アルゴンプラズマを用いたヨウ素 セシウムの捕集技術開発 2

Development of technology for collecting iodine and cesium using argon plasma Ⅱ

*井野博貴[1]，ハーヴェル グレン[2]，砂川武義[1]，青木祐太郎[1]，柴岡龍[1]
[1]福井工業大学，[2]オンタリオ工科大学

S-band 高気圧マイクロ波放電装置を用いてアルゴンプラズマを生成し、アルゴンプラズマを用いてハロゲン化アルカリ金属化合物の分離、捕集を試みた。

キーワード：アルゴンプラズマ， 大気圧マイクロ波放電法， ハロゲン化アルカリ金属

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故において、放射性ヨウ素及びセシウムが放出された。これらの放射性物質の分離、捕集に関する研究は、原子力災害において重要な技術であると考える。本研究では、土壌に吸着したセシウム及び海藻に濃縮されたヨウ素を対象に、高気圧マイクロ波放電法により生成したアルゴンプラズマを用いて、ヨウ素及びセシウムの分離、捕集を試みた。

2. 実験

S-band 高気圧マイクロ波放電装置を用いて高気圧マイクロ波放電法によりアルゴンプラズマを生成した。試料はヨウ素の含有量が多い真コンブ（以下コンブ）を用いた。試料として用いたコンブは有機物を除去する為、還元雰囲気下でマッフル炉を用いて 15 分間燃焼し炭化（グラファイト状）させた。ここで、炭化したコンブは導電性を持つ為、マイクロ波電場中において、マイクロ波を吸収し発熱するため、プラズマ生成の種としての性質を併せ持つ。炭化したコンブ中のヨウ素の含有量を調べる為、JIS に基づいたヨウ素抽出吸光度法[1)]による、ヨウ化カリウム(KI)を用いたヨウ素の検量線を作成した。さらに、炭化したコンブを Fig.1 に示すプラズマ反応容器に設置し分離を行なった。ヨウ素の捕集はプラズマ反応容器上部に捕集トラップを取り付けヨウ素の捕集を行った。

3. 結果と考察

JIS に基づき作成した検量線による炭化したコンブ 0.063g 中において KI 0.8mg 相当のヨウ素化合物が含まれていた。アルゴンプラズマ中で分離され、捕集トラップ付着した生成物を分析し、ヨウ素の捕集を確認した。詳細は講演時に報告する。

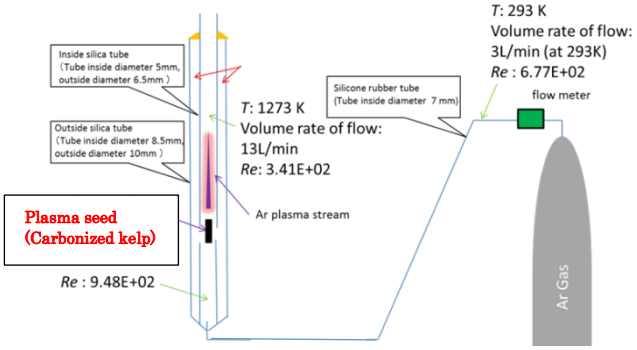


Fig.1 プラズマ反応容器の概略図

参考文献

1) JIS K 0102:2013 工場排水試験方法

*Hirotaka Ino[1],Glenn Harvel [2] ,Takeyoshi Sunagawa[1], Yutaro Aoki[1]Ryu Shibaoka[1]

[1] Fukui Univ. of Tech,[2]Univ. of Ontario Inst. of Tech.

生体・環境中トレーサー応用に向けた
中赤外キャビティーリングダウン分光に基づく ^{14}C 分析法の開発

Development of Analytical Method for ^{14}C Determination

by Mid-Infrared Cavity Ring-down Spectroscopy toward Tracer Applications

*寺林 稜平[1,3], Volker Sonnenschein[1], 富田 英生[1], 仲田（狩野） 麻奈[1], 加藤 修介[1], 武田 晨[1],
金 磊[1**], 山中 真仁[1], 西澤 典彦[1], 齊藤 圭亮[1], 吉田 賢二[2], 井口 哲夫[1]
[1]名古屋大学、[2]積水メディカル(株)創薬支援事業部、[3]日本学術振興会特別研究員
** 現在は東京大学に所属

抄録：放射性炭素（^{14}C）の生体・環境中トレーサー応用への適用を念頭に、中赤外レーザーを用いたキャビティーリングダウン分光に基づく ^{14}C 分析法の開発を進めている。今回は植物中 ^{14}C トレーサー分析実証に向けた固体試料導入部の構築、および、分析システムの感度向上に向けたファイバーベース中赤外光周波数コムによる中赤外レーザー波長較正法の開発について報告する。
キーワード：放射性炭素同位体、微量分析、レーザー分光

1. 諸言 放射性炭素（^{14}C）は、炭素唯一の天然放射性同位体であり、核施設の安全な運用や施設の廃止における分析ニーズが存在する他、生体・環境中の有用なトレーサーとして、医学・環境学など様々な領域に利用されている。これに伴う ^{14}C 分析には、天然同位体比（1 ppt）レベルの高いアバンダンス感度が必要とされ、現状、加速器質量分析法が用いられているが、その限られた測定スループットと高額な測定コストは、^{14}C トレーサー応用の拡大を妨げている。そこで、高感度かつ迅速・簡便・高スループットを兼ね備えた新しい ^{14}C 分析として、超高感度レーザー吸収分光法であるキャビティーリングダウン分光（Cavity Ring-Down Spectroscopy: CRDS）に基づく ^{14}C 分析法（^{14}C-CRDS）を開発し、生体・環境中 ^{14}C トレーサーにおける極微量 ^{14}C 定量分析における有用性を明らかとすることを目的とした研究を進めている。これまでに、特に医薬品開発領域における ^{14}C ヒト体内トレーサー分析に向けた分析システムを構築し、10 ppt レベルの分析感度を達成したうえで、ヒト生体実試料中 ^{14}C 分析、動物に対する薬物動態評価の実証を行ってきた[1]。現在、植物を対象とした ^{14}C トレーサー分析への本システムの適用検討を行っている。例えば、異なる環境条件下で生育させた植物に $^{14}CO_2$ ガスを供与し、光合成により葉から吸収させた $^{14}CO_2$ の動きを植物体内 ^{14}C 濃度測定により測定することで、植物中炭素動態を評価することが可能である[2]。このような応用に ^{14}C-CRDS を適用することで、リアルタイムに ^{14}C 定量が可能となり、より詳細に動態を評価できると期待される。

2. 植物試料導入部の構築と分析感度の向上
これまでに開発された ^{14}C-CRDS 分析システムをベースとして、植物試料中 ^{14}C 測定に向けた試料導入部を構築した。概要を Fig. 1 に示す。植物試料は固体試料用サンプラーに導入され、燃焼管で燃焼酸化（炭酸ガス化）される。発生した二酸化炭素は除湿機構、全炭素量測定計を通過した後、液体窒素を用いた CO_2 トラップにより濃縮されて CRDS 分析セルに導入される。分析セル中光共振器に中赤外レーザー（DFB-QCL）を入射し、^{14}C を含んだ二酸化炭素に対する CRDS を行う。本システムの基本特性とともに、分析感度向上に向けたファイバーベース光周波数コムを用いた DFB-QCL 波長較正法の開発についても報告する予定である。

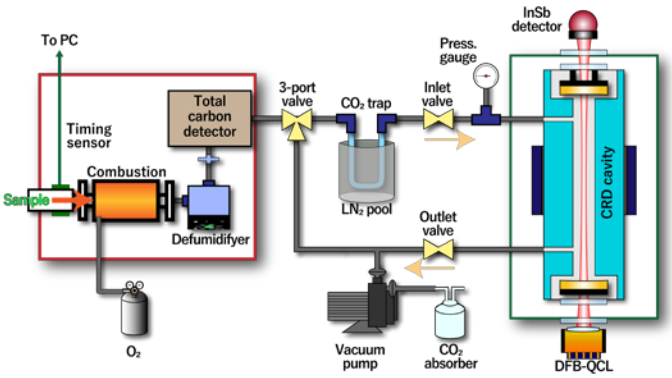


Fig. 1 植物試料分析システムの概要

参考文献 [1] V. Sonnenshein *et al.*, J. Appl. Phys. (*accepted*). [2] M. Durand *et al.* Plant Physiology **170**, 1460-1479 (2016).

謝辞 本研究は JSPS 特別研究員奨励費 JP18J14881 および JST／AMED 先端計測分析技術・機器開発プログラムの支援を受けて実施されました。

*Ryohei Terabayashi[1,3], Volker Sonnenschein[1], Hideki Tomita[1], Mana Kano-Nakata[1], Kato Shusuke[1], Shin Takeda[1], Lei Jin[1**], Masahito Yamanaka[1], Norihiko Nishizawa[1], Keisuke Saito[1], Kenji Yoshida[2] and Tetsuo Iguchi[1]
[1]Nagoya Univ., [2]Sekisui Medical Co., Ltd., [3]JSPS research fellow, ** Univ. of Tokyo (Current affiriation)

放射性核種の微小領域同位体イメージングのための レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法の開発(3)

Resonant laser secondary neutral mass spectrometry for micro imaging of radioactive isotopes (3)

*富田 英生[1], 齊藤 洸介[1], Volker Sonnenschein[1], 大橋 雅也[1], 加藤 弘太郎[1], 鈴木 颯[1], 井口哲夫[1], 森田 真人[2], 坂本 哲夫[2], 金成 啓太[2], 河合 利秀[3], 奥村 丈夫[3], 佐藤 志彦[4], 宮部 昌文[4], 若井田 育夫[4]

[1]名古屋大学, [2]工学院大学, [3]日本中性子光学, [4]日本原子力研究開発機構

微粒子試料中の同位体分析のために、レーザー共鳴イオン化-二次中性粒子質量分析法の開発を進めている。福島第一原子力発電所周辺で採取された Cs 含有微粒子に本手法を適用し、同重体干渉を抑制しつつ、放射性 Cs 同位体の微小領域イメージを得ることに成功した。

キーワード：Cs 含有微粒子、放射性セシウム、福島原子力発電所、共鳴イオン化質量分析、イメージング

1. はじめに　近年、福島第一原子力発電所周辺で放射性セシウムを含む不溶性微粒子が確認され、その生成過程や環境中での動態の解明が求められている。このためには、多量な試料や化学的な前処理を必要とするバルク分析ではなく、単一の微粒子の分析が可能な、放射光などを用いた元素イメージングや２次イオン質量分析などによる微小領域のイメージングが有用である。しかし、単一微粒子内の放射性 Cs 同位体の分布を取得する場合、従来の質量分析法では質量スペクトルにおける同重体の影響により、同位体比を精度良く測定することが難しい。そこで、本研究では、元素選択的なレーザー共鳴イオン化により同重体干渉を抑制できるレーザー共鳴イオン化－二次中性粒子質量分析法(Resonant laser SNMS)の開発を進めている。今回は、福島第一原子力発電所周辺で採取された Cs 含有微粒子に本手法を適用し、微粒子中の放射性 Cs 同位体の微小領域イメージングを行った。

2. レーザー共鳴イオン化–二次中性粒子質量分析法の概要　レーザー共鳴イオン化は、単原子のエネルギー準位が元素毎に異なることを利用し、対象元素の単原子のエネルギー準位の間に相当する波長を有するレーザー光を単原子に照射することで、元素選択的なイオン化を行う手法である。これを利用した Resonant laser SNMS では、まず真空チャンバー内に試料を設置し、その表面に集束イオンビーム（FIB）を照射して２次中性原子を放出させる。そこに波長可変パルスレーザー光を照射し、対象元素の単原子を共鳴イオン化させる。生成されたイオンの質量スペクトルを飛行時間型質量分析計にて取得し、FIB のスキャンによる試料表面の位置情報と組み合わせることで、高面分解能（最高 40 nm）の同位体マイクロイメージングが実現される。

3. 環境微粒子中の放射性 Cs 同位体イメージング　福島県双葉町で採取された不溶性 Cs 微粒子を Resonant laser SNMS システムにより分析した[1]。二台の波長可変 Ti:Sapphire パルスレーザーを繰り返し率 10 kHz で動作させ、空間的・時間的に同期させて２次中性 Cs 原子に照射し、Fig.1 のような微粒子中の放射性 Cs 同位体分布を取得することに成功した。

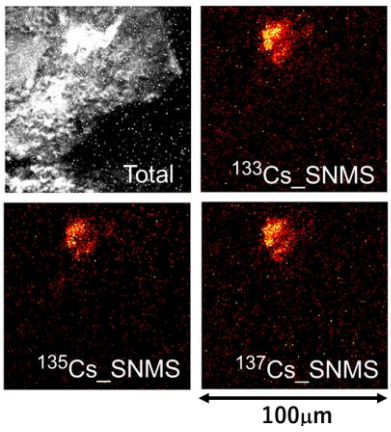


Fig.1 測定した微粒子の SEM 像と放射性 Cs 同位体のマイクロイメージ（質量数 133,135,137）

謝辞　本研究は、JST 先端計測分析技術・機器開発プログラムの助成を受けて実施されました。

参考文献　[1] T. Sakamoto *et al.*, Analytical Sciences, (*accepted*).

*Hideki Tomita[1], Kosuke Saito[1], Volker Sonnenschein[1], Masaya Ohashi[1], Kotaro Kato[1], Sou Suzuki[1], Tetsuo Iguchi[1], Masato Morita[2], Tetsuo Sakamoto[2], Keita Kanenari[2], Toshihide Kawai[3], Takeo Okumura[3], Yukihiko Satou[4], Masabumi Miyabe[4], Ikuo Wakaida[4],

[1]Nagoya Univ., [2]Kogakuin Univ., [3]Japan Neutron Optics, [4]JAEA

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

Thu. Sep 6, 2018 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room A B11 -B Building

[2A06-09] Semiconductor Detector

Chair:Ikuo Kanno(Kyoto Univ.)

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

[2A06] Electric characteristics and radiation detection characteristics of BGaN semiconductor detectors

*Natsuki Yamada[1], Takayuki Maruyama[1], Hisaya Nakagawa[1], Yoku Inoue[1], Toru Aoki[2], Takayuki Nakano[1] (1. Shizuoka Univ., 2. R.I.E. Shizuoka Univ.)

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

[2A07] A joint Japan-UK research project for radiation mapping technology development using diamond in ultra-high dose environments

*Yoshiyuki Takahashi[1], Chris Hutson[2], Koichi Takamiya[1], Hironobu Unesaki[1], Thomas Scott[2] (1. Institute for Integrated radiation and nuclear science, Kyoto university, 2. South West Nuclear Hub, University of Bristol)

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

[2A08] Temperature dependence of signal charge transport characteristics of TlBr semiconductor detector

*Ryota Komine[1], Dinh Xuan HOANG[1], Ayumu Hashimoto[1], Keisuke Maehata[1], Naoko Iyomoto[1], Hideaki Onabe[2], Keitaro Hitomi[3], Toshiyuki Onodera[4] (1. Kyushu Univ., 2. Raytech, 3. Tohoku Univ., 4. Tohoku Inst. Tech.)

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

[2A09] Evaluation of fundamental characteristics of TlBr detectors in intense radiation fields

*Mitsuhiro Nogami[1], Keitaro Hitomi[1], Keizo Ishii[1], Toshiyuki Onodera[2], Kenichi Watanabe[3], Tatsuo Torii[4], Yuki Sato[4], Yoshihiko Tanimura[4], Kuniaki Kawabata[4], Hiroyuki Takahashi[5] (1. Tohoku University, 2. Tohoku Institute of Technology, 3. Nagoya University, 4. Japan Atomic Energy Agency, 5. University of Tokyo)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

BGaN 半導体検出器の基礎電気特性及び放射線検出特性評価

Electric characteristics and radiation detection characteristics of BGaN semiconductor detectors

*山田 夏暉[1]，丸山 貴之[1]，中川 央也[1]，井上 翼[1]，青木 徹[2]，中野 貴之[1]
[1]静大院，[2]静大電研

我々は新規中性子検出器として BGaN 半導体検出器を提案し、開発を行っている。これまでの研究において、提案する検出原理について検証及び実証を行ってきた。本研究では、中性子検出効率に着目し作製された厚膜 BGaN 検出器において放射線検出特性を評価した。

キーワード：BGaN，中性子検出，中性子検出器，半導体検出器

1. 緒言　近年、中性子イメージング技術は新たな透過イメージング手法として、様々な分野での応用に期待が寄せられている。我々は、中性子捕獲断面積の大きい B 原子を有する III 族窒化物半導体である BGaN に着目し、BGaN 半導体を用いた中性子半導体検出器を提案している[1, 2]。これまでの研究において、BGaN ダイオードを用いた中性子捕獲信号の検出を実現している。しかしながら、現状のデバイスは中性子捕獲原子である B の含有量が少なく、十分な中性子捕獲率は得られていない。そこで我々は、結晶成長技術の開発を行い、厚膜結晶成長技術を確立した[3]。本研究では、厚結晶成長技術を用いて作製された BGaN 検出器の放射線検出特性を評価し、厚膜化による中性子特性の変化を調査した。

2. 実験方法　有機金属気相堆積(MOCVD)法により作製された膜厚 1.8 μm, 5.0 μm の BGaN 縦型 pin ダイオードを用いて、諸特性を評価した。放射線検出特性はα線、γ線、及び中性子線照射下において、2 次元マルチチャネルアナライザー(2D-MCA)システムを用いたエネルギースペクトル測定と PHITS コードを用いたシミュレーションにより評価した。

3. 実験結果　5.0 μm-BGaN 検出器において、各入射エネルギーのα線照射によるエネルギースペクトル測定を実施した。得られた結果と PHITS v3.00 のシミュレーションより、5.0 μm の BGaN 層により 2.3 MeV 以下のα線の全エネルギーが検出可能であることを確認した。図に(a) γ線(60 keV)、(b)α線(2.3 MeV)、(c)中性子線照射時における二次元エネルギースペクトル測定結果を示す。γ線照射時において、暗電流に由来するノイズ領域外に検出信号は観察されず、BGaN 検出器のγ線検出感度が低いことが示された。α線照射時においては、250-500 Channel、0.5-1.0 μsec の範囲にα線検出に由来するピークが確認された。中性子線照射時においては、α線照射時に観察されたピークと同範囲に検出信号が確認された。これらの結果から、B(n, α)Li 反応により生じる 2.31 MeV のエネルギーを 5.0 μm の BGaN 層で検出していることが示唆された。中性子検出信号について膜厚 5.0 μm、1.8 μm の BGaN 検出器による比較を行ったところ、膜厚増加に伴い検出信号数が約3倍となっていることが確認された。検出効率向上は、B 含有量が増加し中性子捕獲率が向上したことに起因している。これらの結果より、中性子検出効率の向上に BGaN 層の厚膜化が有効であり、更なる検出感度の向上に向けた厚膜化の重要性が示唆された。

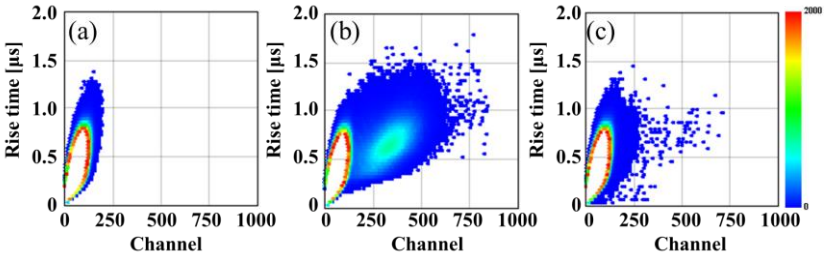


図. 5.0 μm-BGaN検出器による二次元エネルギースペクトル
(a)γ線照射時　(b)α線照射時　(c)中性子線照射時

参考文献　[1] K. Atsumi, *et. al.*, APL Mater. **2**, 032106 (2014)　[2] T. Nakano, *et. al.*, 2018 IEEE-RTSD, R-17-4
[3] 丸山他, 2018 年応用物理学会春季学術会, 19p-P7-78

謝辞　本研究は中部電力安全技術研究公募研究の成果であり、物質・デバイス領域共同研究拠点・アライアンス「CORE ラボ」、科研費補助金(基盤研究(B):16H03899)、近畿大学原子炉等共同利用研究の支援により行われた。

*Natsuki Yamada[1], Takayuki Maruyama[1], Hisaya Nakagawa[1], Yoku Inoue[1], Toru Aoki[2] and Takayuki Nakano[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]R.I.E. Shizuoka Univ.

ダイヤモンドを用いた超高放射線場での放射線マッピング技術開発に向けた日英共同研究

A joint Japan-UK research project for radiation mapping technology development using diamond in ultra-high dose environments

*高橋 佳之[1], Chris Hutson[2], 高宮 幸一[1], 宇根崎 博信[1], Thomas Scott[2]
[1]京大複合原子力科学研究所, [2]ブリストル大学（英国）

東京電力（株）福島第一原子力発電所や英国のセラフィールド施設に代表される多量の核燃料物質・放射性物質を内包する高線量条件下にある原子力施設の廃止措置に向けた基盤的研究として、耐高放射線の遠隔駆動型放射線検出器システムの開発を英国・ブリストル大と京都大学が協力して実施した。新しく製作した検出器をもちいて、京都大学複合原子力科学研究所のコバルト６０ガンマ線照射場を用いてシステムの特性や高線量条件下での測定を実施した。

キーワード：廃止措置、高放射線場、ダイヤモンド、小型放射線検出器

1. 緒言　東電福島第一原子力発電所や英国セラフィールド施設のような多量の核燃料物質･放射性物質が存在する高線量条件下での廃止措置に向けた基盤研究として､耐高放射線の放射線検出器システムの開発を英国･ブリストル大と京都大学が協力して実施した。検出器は、英国ブリストル大で開発が進められている leakage current 型ダイヤモンド検出器を使用し、京都大学複合原子力科学研究所（以下、京大複合研）が保有する各種の放射線照射場を用いてシステムの特性や高線量条件下での適用性に関する課題抽出を行い、検出器システムの機能向上を計るための基礎データを取得することを目的とした。

図１ ダイヤモンド検出器

2. 実験　英国ブリストル大学側で開発したダイヤモンド検出器（図 1）と信号処理システムプロトタイプを用いて、京大複合研のコバルト６０ガンマ線照射装置を用いて低～高線量におけるガンマ線照射実験を実施した。検出器と線源からの距離を変えながら、0.1～1000Gy/h までの高ガンマ線量に対する検出器からの電流値測定と放射線耐性の確認を行った。

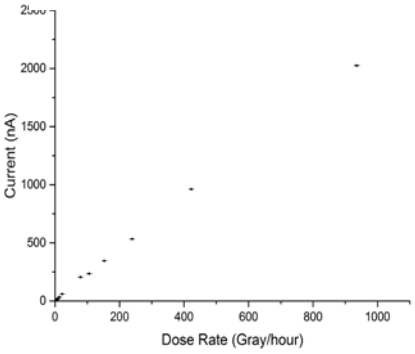


図２ 線量率と検出器電流値との相関図

3. 結果・考察　図 2 に検出器から得られた電流値と、事前に測定した線量率参照値との相関図を示す。ダイヤモンド検出器の個体差の解消や暗電流測定の精度向上等の技術課題が明らかとなったが、図 2 より、線量率との比例関係が確認でき、本システムの有効性を確認することができた。また、この成果を踏まえ、中性子検出器としての新しい応用法について検討を行い、今後の研究課題を見出すことができた。この基礎実験の結果を基に、英国セラフィールド施設において照射実験を実施したところ、参照値（TLD）との一致が確認され、ダイヤモンド検出器の有効性を確認することができた。発表では、形状の異なる検出器毎の比較や実験結果の詳細について報告する。

*Yoshiyuki Takahashi[1], Chris Hutson[2], Koichi Takamiya[1], Hironobu Unesaki[1], Thomas Scott[2]
[1]Inst. Integrated Rad. Nucl. Sci., Kyoto U., [2] South West Nuclear Hub, University of Bristol

TlBr 半導体検出器の信号電荷輸送特性の温度依存性

Temperature dependence of signal charge transport characteristic of TlBr semiconductor detector

*小峰 良太[1]，HOANG Dinh Xuan[1]，橋本 大歩[1]，前畑 京介[1]，伊豫本 直子[1]，尾鍋 秀明[2]，
人見 啓太郎[3]，小野寺 敏行[4]
[1]九州大学，[2]レイテック，[3]東北大学，[4]東北工業大学

室温から 77 K までの温度領域において TlBr 結晶を電離箱モードで動作し、電荷有感型前置増幅器から出力されるγ線検出信号パルスの立ち上がり部分を解析することによって結晶中の電荷輸送特性の温度依存性を調べた。

キーワード：半導体検出器，化合物半導体

臭化タリウム(TlBr)半導体検出器は、バンドギャップが 2.68 eV と広く、結晶を構成する Tl と Br の原子番号が 83 と 35 と高く、また、密度が 7.56 g/cm^3 と大きいといった特徴を有しており、室温動作可能な高検出効率高エネルギー分解能γ線スペクトル計測用半導体検出器として研究が進められている。TlBr 半導体検出器の電荷の輸送特性は結晶を純化することにより向上し、純度の高い TlBr 結晶を用いた TlBr 半導体検出器では、室温において 662 keV のγ線に対して 1 %台のエネルギー分解能が達成されている[1]。しかし、γ線のエネルギー付与によって生成された信号電荷の輸送過程が解明されておらず、エネルギー分解能の理論的限界値が明確になっていない。

そこで、本研究では 3 mm X 3 mm X 3 mm の TlBr 結晶を、室温から 77 K までの温度領域において電離箱モードで動作し、電荷有感型前置増幅器から出力されるγ線検出パルス信号の立ち上がり部分を解析することによって結晶中の電荷輸送特性の温度依存性を調べた。図 1 に構築した回路系を示す。AMPTEK 社製電荷有感型前置増幅器 IC A250 を利用し、TlBr 結晶と初段 FET は冷却部に組み込んだ。γ線エネルギー付与により生成された電子あるいは正孔は、電界により結晶の電極に向かって輸送される。このとき、電荷有感型前置増幅器から出力される電圧信号パルスの立ち上がり部分には、結晶中を移動する電荷により電極に誘導される電荷の情報が含まれる。そこで、電荷有感型前置増幅器から出力される電圧信号パルスを温度毎に PC に記録し、電圧信号パルスの立ち上がり部分の解析を行うことで電荷輸送特性の温度依存性を調べた。

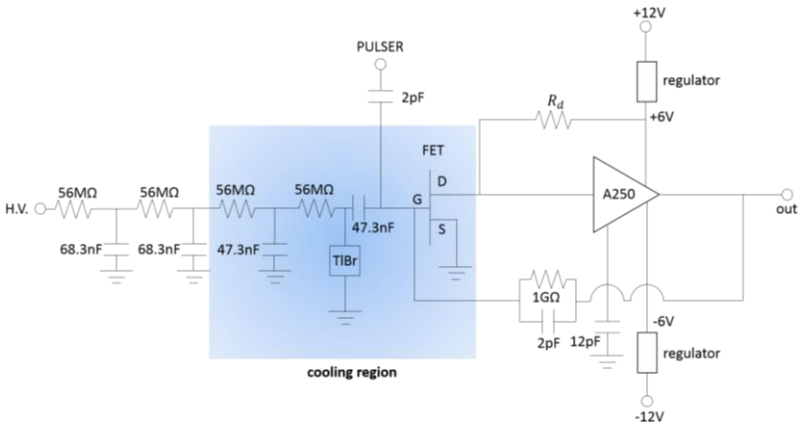


図 1 TlBr 半導体検出器用電荷有感型前置増

参考文献

[1] K. Hitomi et al., Nucl. Instrum. Methods. A747, 7, (2014).

*Ryota Komine[1], Dinh Xuan HOANG[1], Ayumu Hashimoto[1], Keisuke Maehata[1], Naoko Iyomoto[1], Hideaki Onabe[2],
Keitaro Hitomi[3] and Toshiyuki Onodera[4]
[1]Kyushu Univ., [2]Raytech, [3]Tohoku Univ., [4]Tohoku Inst. Tech

高線量場における TlBr 検出器の基礎的特性評価

Evaluation of fundamental characteristics of TlBr detectors in intense radiation fields

*野上 光博[1]，人見 啓太朗[1]，鳥居建男[2]，佐藤優樹[2]，谷村嘉彦[2]，川端邦明[2]，渡辺賢一[3]
小野寺敏幸[4]，長野宣道[1]，金聖潤[1]，伊藤辰也[1]，石井 慶造[1]，高橋浩之[5]
[1]東北大学，[2]日本原子力開発研究機構，[3]名古屋大学，[4]東北工業大学，[5]東京大学

高線量場でのガンマ線計測を目指し、極小有感体積(0.5 mm × 0.5 mm × 1.8 mm)の臭化タリウム(TlBr)検出器の製作を行った。名古屋大学コバルト 60 照射室にて、製作した検出器に 11 mSv/h のガンマ線を照射したところ、高線量場においても計測が可能なことを確認した。

キーワード：放射線計測、臭化タリウム(TlBr)、高放射線場、極小放射線検出器
ガンマ線スペクトロメーター

1. はじめに

臭化タリウム(TlBr)は高原子番号の元素（Tl: 81, Br: 35）から構成され、かつ高密度（7.56 g/cm^3）である。そのため、一般的な半導体放射線検出器の材料である CdTe や Ge より、ガンマ線の吸収効率が高い。また、極小有感体積の検出器にすることで、検出器へ入射するガンマ線の数を減らすことができ、高線量場においてもガンマ線計測を行える可能性がある。そこで本研究では、2018 年の春の年会での発表時(2H08)より、さらに極小体積の検出器を製作し、名古屋大学コバルト 60 照射室にて、ガンマ線照射実験を行った。

2. 極小有感体積 TlBr 検出器の製作と評価

TlBr 検出器の製作は TlBr 結晶の育成、切断、研磨、電極の蒸着、基板への設置の順で行った。Fig.1 は製作した TlBr 検出器である。検出器の有感部サイズは 0.5 mm × 0.5 mm × 1.8 mm である。陽極は 1 ピクセル、ガードリングを有し、陰極は平板電極である。電極材料には Tl を使用している。製作した TlBr 検出器の ^{60}Co のガンマ線に対する吸収エネルギーを PHITS により計算した結果を Fig.2 に示す。製作した極小 TlBr 検出器を用いて、名古屋大学コバルト 60 照射室にて 11 mSv/h のガンマ線照射実験を行った。Fig.3 はアノードより得られたスペクトルである。スペクトル計測は行えたが、^{60}Co のピークは得られなかった。原因としては、^{60}Co のガンマ線のエネルギーが高いことと散乱線の影響が考えられる。今後は、さらに極小体積の TlBr 検出器の製作と ^{137}Cs を用いた検出器の評価を行う予定である。

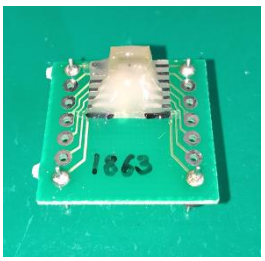


Fig.1 製作した TlBr 検出器

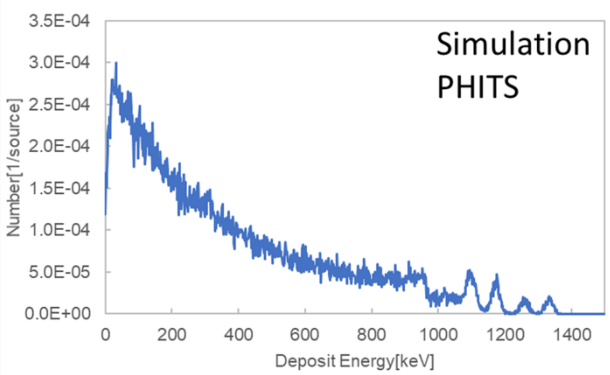


Fig.2 PHITS の計算結果

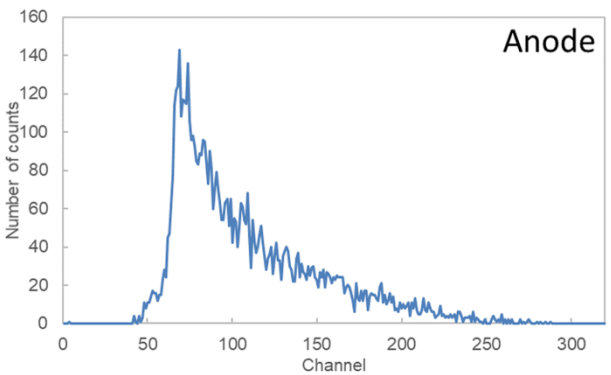


Fig.3 アノードスペクトル

*Mitsuhiro Nogami[1], Keitaro Hitomi[1], Tatsuo Torii[2], Yuki Sato[2], Yoshihiko Tanimura[2], Kuniaki Kawabata[2], Kenichi Watanabe[3]
Toshiyuki Onodera[4], Nobumichi Nagano[1], Seong-Yun Kim[1], Tatsuya Ito[1], Keizo Ishii[1] and Hiroyuki Takahashi[5]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA, [3]Nagoya Univ., [4]Tohoku Inst. Tech., [5]The Univ. of Tokyo

General Meeting

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room A B11 - B Building

[2A_GM] 「放射線工学部会」第49回全体会議

[2A_GM] General Meeting

General Meeting

[2A_GM] 「放射線工学部会」第49回全体会議

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room A (B11 -B Building)

[2A_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room A B11 -B Building

[2A_PL] Recent development of environmental monitoring method for substances derived from Fukushima Daiichi accident

Chair:Jun Kawarabayashi(Tokyo City Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM JST | 4:00 AM - 5:30 AM UTC

[2A_PL01] Radioactive particles emitted at the 1FNPS accident

Overview of insoluble Cesium particle

*Yukihiko Satou[1] (1. JAEA)

[2A_PL02] Monitering method for radioactive cesium in marine sediment after Fukushima NPP1 accident

*Seiki Ohnishi[1] (1. NMRI)

[2A_PL03] Environmental radiation distribution at seven years after the accident and new technology development

*Yukihisa Sanada[1] (1. JAEA)

2018年秋の大会

放射線工学部会セッション

福島第一事故由来物質に対する環境モニタリング手法の最先端

Recent development of environmental monitoring method for substances derived from Fukushima Daiichi accident

福島第一原発事故で放出した放射性粒子 —不溶性セシウム粒子の概要

Radioactive particles emitted at the 1FNPS accident -Overview of insoluble Cesium particle-

*佐藤　志彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

1. 福島第一原発事故と放射性粒子

福島第一原子力発電所事故では、大量の放射性物質が環境中に放出したが、チェルノブイリ原発事故のような炉心の大気開放は起きておらず、核燃料を主とした放射性粒子の放出はないものと考えていた。しかし2013年にAdachiらによって、大量のセシウム(Cs)を取込んだ放射性粒子が報告され、Cs-bearing particle、不溶性セシウム粒子などの名称でその存在が認知されるようになった。この想定になかった未知の放射性粒子に対し、様々なバックグラウンドを持つ研究者が、物性、微量元素、そして生成過程に至る解明を試みている。

2. 不溶性セシウム粒子の特徴

不溶性セシウム粒子の最大の特徴は主成分がケイ酸化合物であることで、これまでに２種類の不溶性セシウム粒子が見つかっている。Cs 同位体比($^{134}Cs/^{137}Cs$)および試料採取の行われた場所の特徴から、1 号機と 2 号機由来であることが特定されており、発見された順番に 2 号機由来を Type A、1 号機由来を Type B と呼称している。Type A は含有する Cs 濃度が高く、Cs が 10wt%に達する粒子も存在するため、電子顕微鏡に付帯するエネルギー分散型 X 線分析(EDS)で Cs を含む粒子として検出するとこが可能である。また球状の粒子も多く見られることからセシウムボールと呼ばれることもある。これまでに見つかった Type A は採取した場所にも依存するが、数マイクロメートルの粒子が多い。これは水蒸気の環境放出のような比較的穏やかな現象で放出したためと推定される。一方、Type B は水素爆発に伴って放出したため、粒子の大きさも数百マイクロメートルに達する物が多く、肉眼で確認できることから GM サーベイメーターを使用して、環境試料から分離することが可能である。また Type B は粒径が大きいが、単位体積あたりの放射能(比放射能)は Type A に比べ小さく、EDS で Cs を検出することが困難なため、EDS に比べ検出限界の低いシンクロトロン放射光を使用した蛍光 X 線分析により粒子内の Cs を確認している。粒子の内部構造にも大きな違いが認められ、Type A は一部例外があるものの、基本的に大多数の元素が密に詰まり、均一な分布を示していることから、一度、全ての元素が溶融し凝縮する過程があったと推定される。一方、Type B は内部に無数の気泡が存在し、さらに構成元素が不均一に分布しており、2 種類の粒子の生成過程が異なることを示唆している。

3. 不溶性セシウム粒子の原料供給源

複数の Type B 粒子の表面に数十ミクロンほどの太さの繊維状のケイ酸化合物が付着していることが確認された。繊維は粒子の表面に溶け込むように付着し、元素組成も粒子とほぼ一致していた。繊維の太さなどの情報から これらは 1 号機原子炉建屋周辺で使用されていた断熱材の可能性が高く、炉心から何らかの放出経路を経て Cs が断熱材に吸着し、水素爆発の熱と爆風により微粒子化して飛散したものと考えられる。一方、2 号機から放出した Type A については諸説あるものの、生成過程やケイ酸の供給源を裏付ける決定的な証拠は得られておらず今後の解明が待たれる。

---

*Yukihiko Satou[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.,

2018年秋の大会

放射線工学部会セッション

福島第一事故由来物質に対する環境モニタリング手法の最先端

Recent development of environmental monitoring method for substances derived from Fukushima Daiichi accident

福島第一原子力発電所事故に伴う海底のモニタリング手法

Monitoring method for radioactive cesium in marine sediment after Fukushima NPP1 accident

*大西 世紀[1]，浅見 光史[1]，鎌田 創[1]

[1]海上技術安全研究所

1. 背景

2011 年 3 月東日本大震災により福島第一原子力発電所事故が発生し、環境中に多量の放射性セシウムが放出された。その後、海水中の放射性セシウム濃度は原子力発電所前面における大半の海域で検出限界以下になったが、海底土中の放射性セシウムが残存したため、海底土のモニタリングを実施することとなった。本講演ではこれらのモニタリング手法についての解説を行う。

2. 測定装置と手法

海底土中放射性セシウムに関して、モニタリングの目的に応じて以下の3つの手法による測定を行った。

2-1. マルチコアサンプラーによる採泥サンプル測定

マルチコアサンプラーを用いて複数地点において柱状採泥を行い、層ごとの放射性セシウム濃度測定を行った。これは定点観測というだけではなく、後述の曳航式スペクトロメータによる測定結果の定量化のためにも用いられる。

2-2. 曳航式スペクトロメータによる広域分布測定

2-1 における採泥調査は限られた地点の計測となる。広域分布を把握するために、曳航式スペクトロメータを導入し、東北沿岸海域での測定を行った。曳航式スペクトロメータでは毎秒 1 回波高分布が内蔵ロガーに記憶され、揚収後の解析で光電ピーク計数率を取得し、採泥サンプルの測定結果を考慮して計数率(cps)から放射性セシウム濃度(Bq/kg)へと換算している。

2-2. ROV による高位置分解能測定

曳航式スペクトロメータでは操船の限界上 2 ノット未満での曳航が難しく、曳航速度の下限が位置分解能の限界となる。さらに高い分解能が要求される異常分布の詳細調査のため、操船速度の下限が存在しない ROV にスペクトロメータを装着し、位置分解能の高い測定を行った。このとき粒子状放射性物質の存在が予想されるため、ROV には吸引式採泥器を導入し、狭いスポットでの放射性物質分布測定と粒子状放射性物質の取得を同時に試みた。

3. 結果

測定の結果、地形によっては放射性セシウム濃度が周囲より高くなる分布(アノマリ)の存在が明らかになった。また原子力発電所近傍では放射性セシウム粒子の存在が確認された。複数年の結果を比較した場合、大半の海域では放射性物質濃度は漸減傾向にあることがわかった。

謝辞

本研究の一部は、平成 25 年から平成 27 年度に実施された原子力規制庁受託研究「海域における放射性物質の分布状況の把握に関する調査研究」の成果である。

*Seiki Ohnishi[1], Mitsufumi Asami[1] and So Kamada[1]

[1]National Maritime Research Institute

2018年秋の大会

放射線工学部会セッション

福島第一事故由来物質に対する環境モニタリング手法の最先端

Recent development of environmental monitoring method for substances derived from Fukushima Daiichi accident

事故 7 年後の福島の放射線分布状況及び環境モニタリング技術の最前線

Environmental radiation distribution at seven years after the accident and new technology development

*眞田幸尚 [1]

[1]原子力機構，福島環境安全センター

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故から 7 年が経過し、現在でも周辺環境では様々なモニタリングが実施されている。主な環境中でのモニタリングは原子力規制庁の受託事業として実施されており、有人のヘリコプターを用いた航空機モニタリング、無人ヘリを用いた発電所周辺のモニタリング、車両を用いたモニタリング及びサーベイメータを用いた定点測定等である。これらの測定結果は、除染範囲の決定や避難指示区域の解除等の政策の意思決定に利用される重要な情報を提供しているが、実際に帰還する住民のニーズとしては自宅の敷地内における放射性セシウムの存在状況や、微小なホットスポットの位置情報などより詳細な情報が求められている。本発表では、大規模におこなわれている放射線モニタリングの情報を整理するとともに事故直後からの線量率の変化傾向の考察および住民のニーズに応えるための地形や構造物を考慮した無人機を用いた放射線計測技術の新技術について紹介する。

2. 大規模モニタリングと環境半減期の評価

上記で示した政府の行う大規模なモニタリング結果は、事故 7 年の間蓄積され、それらの測定結果を比較することによって変化傾向に関する情報を得ることができる。また、測定手法毎に対象物が異なるので、相互に比較することも効果的である。例えば、車両サーベイは道路上の測定結果であることから他のモニタリング結果と比較すると空間線量率は低くなる。一方、有人ヘリの測定結果は森林も含めて測定できない場所はないが、地上を平面モデルとして換算していることから、地上での測定と比較すると高めに評価されやすい。事故後からの変化傾向の評価は、複数の指数関数での近似が用いられる。実際には、近似曲線の傾きを環境半減期と定義し、早い成分と遅い成分に分けて評価される。一例として、発電所から 80 km 圏内の航空機モニタリングの結果から環境半減期を求めると、早い成分が 0.61 年、遅い成分が 57 年と評価されている。このような情報は、将来の線量率分布の変化や被ばく量の予測に有効である。

3. 放射線計測技術へのニーズと新技術

前述のように現在の放射線測定へのニーズはより精密な測定に変化してきており、ハード面やソフト面で様々な開発・改善が行われている。ここでは、測定された放射線結果を補正する際の計算シミュレーション等を駆使した手法について紹介する。有人ヘリや無人機を用いた空からのモニタリング情報は、動きながら計測することから 1 地点における測定情報の不確かさは大きいが多方向からの放射線計測情報を得ることができる。このような複数方向からの放射線情報を元に強度分布（画像）を構築する方法は、PET などに代表される医療放射線計測技術を通ずる。ここでは、医療放射線計測技術の画像再構成技術として使われている ML-EM（Maximum Likelihood - Expectation Maximization）法を空からの測定データの解析に適用した例とその課題について報告する。この手法は、空からだけでなくすべての環境中での放射線計測手法に適用なのであること、技術革新の著しい写真測量やレーザ測量による 3 次元測量手法と相性がいいことから様々な応用が期待できる。

---

*Yukihisa Sanada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, Fukushima

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

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room A B11 -B Building

[2A10-14] Medical Applications

Chair:Kenji Shimazoe(Univ. of Tokyo)

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

[2A10] Feasibility study on a medical radioisotope Mo-99/Tc-99m production using He beam

2. Measurement of radioisotope productions and the excitation functions on zirconium induced by helium

*Masayuki Hagiwara[1], Hiroshi Yashima[2], Toshiya Sanami[1], Shunsuke Yonai[3] (1. High energy accelerator research organization (KEK), 2. Kyoto university, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology (QST))

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

[2A11] Study on measurament method of microdosimetry spectrum by using tissue-equivalent gass propotional counter

*Riichiro Nakamura[1], Keisuke Maehata[1], Ryuta Tatsumoto[1] (1. Kyushu Univ.)

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

[2A12] Study on response function of epi-thermal neutron spectrometer for accelerator-based BNCT

*Naoki Suda[1], Akira Uritani[1], Kenichi Watanabe[1], Sachiko Yoshihashi[1], Atsushi Yamazaki[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[2A13] Characterization of Real-Time Neutron Thin-Silicon Sensor for Boron Neutron Capture Therapy

*Masahi Takada[1], Satoru Endo[3], Hiroki Tanaka[4], Tetsuro Matsumoto[2], Akihiko Masuda[2], Tomoya Nunomiya[5], Kei Aoyama[5], Satoshi Nakamura[6], Masaru Nakamura[7], Takashi Nakamura[5,8] (1. National Defense Academy of Japan, 2. National Institute Advance Science Technology, 3. Hiroshima University, 4. Kyoto University, 5. Fuji Electric Co., 6. National Cancer Center Hospital, 7. Cancer Intelligence Care System, Inc., 8. Tohoku Univ.)

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

[2A14] A Feasibility Study on B-10 Concentration Measurement in Boron Neutron Capture Therapy

*Ikuo Kanno[1], Daisuke Nishimatsu[1] (1. Kyoto Univ.)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

He ビームを用いた医療用Mo-99/Tc-99m の製造技術の基礎研究

（2）Zr 標的に対する He 照射による RI生成と励起関数の測定

Feasibility study on a medical radioisotope Mo-99/Tc-99m production using He beam

2. Measurement of radioisotope productions and the excitation functions on zirconium induced by helium

*萩原 雅之[1]，八島 浩[2]，佐波 俊哉[1]，米内 俊祐[3]

[1] KEK/総研大，[2] 京都大学原子炉実験所，[3] 量子科学技術研究開発機構

RI 製造用原子炉の老朽化や核不拡散上の問題等のため世界的な供給不足が危惧されている放射性医薬品（テクネチウム製剤）の原料となるモリブデン 99（^{99}Mo）の長期的な安定供給のために、高濃縮ウランや原子炉に依存しない小型加速器を利用した新たな ^{99}Mo 製造技術開発にかかる基礎検討を行っている。本発表では、放射線総合医学研究所サイクロトロン施設にて実施した 24.6, 46.4 MeV のヘリウムビームを用いた Zr の放射化実験について報告する。

キーワード：RI 製造、医療用放射性同位元素 (Medical Radioisotopes)、加速器

1. 緒言

国内で最も多く利用されている放射性医薬品（テクネチウム：^{99m}Tc 製剤）の原料となるモリブデン 99（^{99}Mo）については、現在その供給量のほぼ 100%を輸入に依存しており、製造元の原子炉の老朽化や空輸でのトラブルによる供給不足が深刻な問題となっている。本研究では、^{99}Mo の国内自給自足の一端を担うべく、小型加速器によって 5 MeV/u 程度に加速したヘリウムビームを用いて ^{96}Zr(α,n)^{99}Mo 反応により ^{99}Mo を製造する手法を検討している。この手法では反応しきい値付近のエネルギーを利用するため、他の手法に比べて副産物 RI が少なく高い比放射能を有する ^{99}Mo が製造できる可能性がある。今回 24.6, 46.4 MeV のヘリウムビームを用いて、^{99}Mo だけでなく他の反応についても励起関数測定を行い、期待される RI 収量の評価を行った。

2. 実験と結果

照射実験は放射線医学総合研究所サイクロトロン施設 C6 コースで行った。5 μm の ^{nat}Zr 箔と ^{nat}Ti 箔をスタック状に重ねて照射試料を作成し、24.6 と 46.4 MeV のヘリウムイオンを照射した。照射ターゲットをスタック状に分割することで、入射エネルギーの異なったヘリウムイオンにより生成された放射能のデータが得られる。それぞれの試料から放出される核種固有のエネルギーを持つガンマ線を高純度 Ge 検出器で測定し、IAEA が提供する ^{nat}Ti(α,x)^{51}Cr の標準断面積を基準として ^{nat}Zr からの生成核種に対する励起関数を導出した。図 1 のように生成される RI 収量を評価したところ、Pipollo らによる過去の実験値より期待される収量が大きいことが分かった。

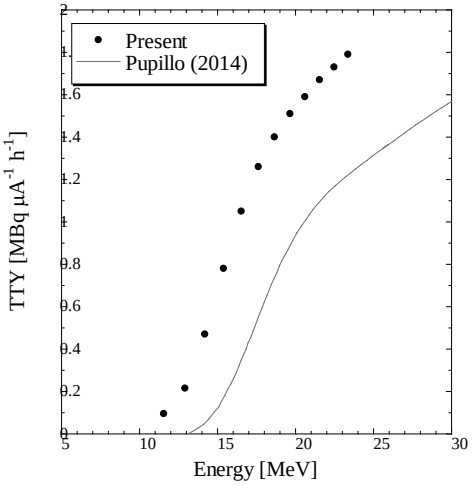


図 1. ^{96}Zr(α,n)^{99}Mo 収量

本研究は科研費(17K10381)の助成を受けたものである。

* Masayuki Hagiwara[1], Hiroshi Yashima[2], Toshiya Sanami[1], Shunsuke Yonai[3]

[1] KEK/SOKENDAI, [2] Kyoto Univ., [3]National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

組織等価ガス比例計数管を用いた微小領域へのエネルギー付与計測法の検討

Study on measurement method of microdosimetry spectrum by using tissue-equivalent gas proportional counter

*中村 吏一朗[1], 前畑 京介[1], 辰本 隆太[1]
[1]九州大学

PHITS コードを用いて、希薄な組織等価ガスに対する荷電粒子のエネルギー付与の計算結果から、細胞領域における荷電粒子の平均弦長あたりのエネルギー付与量（線状エネルギー）への変換方法ついて検討した。

キーワード：組織等価比例計数管, 線状エネルギー, PHITS

1. 緒言

生物あるいは人体への放射線の影響は DNA 損傷に起因する。放射線に引き起こされる生物学的な影響を正しく理解するためには、細胞組織へのエルギー付与を測定する必要がある。しかしながら平均的な細胞の大きさは 10 μm程度であり、このような微小領域での放射線による付与エネルギーの直接測定は、非常に困難である。通常は、図 1 に示すように組織等価ガスが充填された比例計数管の有感体積内のガス圧を減圧調整することで、細胞領域における電子密度を実効的に模擬する手法が用いられる。本研究では、PHITS コードを用いて、希薄な組織等価ガスに対する荷電粒子のエネルギー付与の計算結果から、細胞領域における荷電粒子の平均弦長あたりのエネルギー付与量（線状エネルギー）への変換方法ついて検討した。

2. 原理・方法

微小組織の模擬

$$P_{\mathrm{g}} = \frac{r_{\mathrm{t,g}}\rho_{\mathrm{t}}RT_{\mathrm{g}}\Delta X_{\mathrm{t}}\times 10^{-6}}{M_{\mathrm{g}}\Delta X_{\mathrm{g}}} \tag{1}$$

$r_{\mathrm{t,g}}$: 生体組織とガスの質量阻止能比, ΔX_{t}:細胞内での放射線の航路長[μm],
ΔX_{g}: ガス内での放射線の航路長[μm], ρ_{t}: 組織の密度 [g/cm^3],
R: 気体定数 [J/(K･mol)], T_{g}: 温度 [K], M: 実効モル質量 [g/mol]

細胞領域における電子密度を実効的に模擬するために、比例計数管に充填する組織等価ガスは、(1)式で与えられる圧力に調整する。1 μm 程度の細胞領域を模擬する場合の圧力は 4 kPa 程度となる。本研究では PHITS コードを用いて、図 1 の比例計数管有感領域を直径 12.7 mm の球形とし、一様な強度の陽子線とアルファ線によるエネルギー付与の組織等価ガス充填圧力との関係を調べ、細胞領域における線状エネルギーへの変換方法について検討した。計算結果とその考察は講演で報告する。

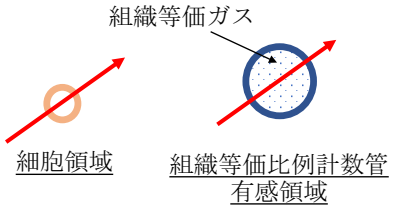


図 1 微小組織の模擬概念図

*Riichiro Nakamura[1], Keisuke Maehata[1] and Ryuta Tatsumoto[1]
[1]Kyushu Univ

加速器 BNCT 用熱外中性子スペクトロメータの応答関数に関する検討

Study on response function of epi-thermal neutron spectrometer for accelerator-based BNCT

*須田 直樹, 瓜谷 章, 渡辺 賢一, 吉橋 幸子, 山﨑 淳
名古屋大学

加速器 BNCT で患者に照射される熱外中性子（10^0~10^4 eV）のスペクトル測定に用いる検出器として、熱中性子シンチレータの Eu:LiCAF を用い、中性子の減速材として従来のボナー球ではポリエチレンであったが本研究ではホウ素入りポリエチレンを用いた。ホウ素入りポリエチレンを減速材に用いることで熱外領域の中性子に高い感度を有する応答が得られた。

キーワード：放射線検出器、ホウ素中性子捕捉療法、中性子スペクトル測定

1. 緒言　がんの放射線治療の一つにホウ素中性子捕捉療法（BNCT）がある。名古屋大学では陽子線加速と Li ターゲットを用いた ^{7}Li(p,n)^{7}Be 反応によって発生する中性子を中性子源として利用する事を進めている。BNCT を行う際に、患者への不要な医療被曝を避け、適切な治療計画を立てるために患者に照射される中性子のスペクトルを測定する必要がある。加速器 BNCT で発生する中性子はエネルギーが 10^0~10^4 eV の熱外中性子である。このエネルギー領域の中性子スペクトルを測定することは現在測定法として採用されている金属箔の放射化法や一般的なポリエチレン球を用いたボナー球では熱外領域のエネルギーの中性子に対する応答に変化がなく、熱外中性子スペクトルの測定が難しい。本研究では BNCT で発生する熱外領域のエネルギーの中性子に対する応答に変化を持つ検出器の開発を行っている。今回は検出器の材料として、一般的なボナー球で使われているポリエチレンではなく、20 wt%のホウ素入りポリエチレンを用いた。

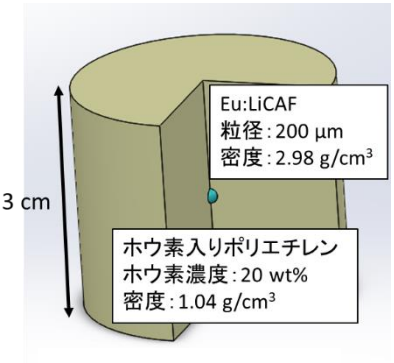


図 1　検出器の構造

2. 計算・結果　検出器は高さ 3 cm で半径を 0.5 cm~3.5 cm の円柱型のホウ素入りポリエチレンの中心に熱中性子シンチレータの Eu:LiCAF を配置した構造を模擬した。計算で模擬した検出器の構造を**図 1** に示す。粒子・重イオン輸送計算コード “Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) [1]”を用いたモンテカルロシミュレーションにより検出器の応答関数の計算を行った。計算して得られた検出器の応答関数を**図 2** に示す。10^0~10^4 eV の領域で応答がピークを持つ応答関数が得られた。また、従来のポリエチレンのボナー球の大きさが大きいもので直径 20 cm ほどであることと比べると今回の検出器では大きさを半分以下にしながら熱外領域の中性子に対する応答に変化をつけることができた。今後は今回計算で模擬した検出器を作製し、加速器中性子源からの中性子スペクトルの測定を行っていく。

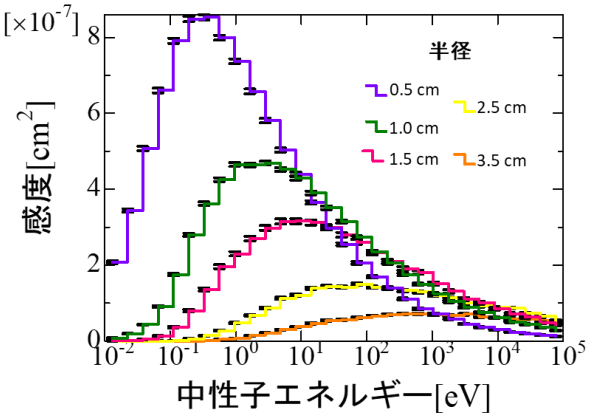


図 2　検出器の応答関数

参考文献　[1] T. Sato *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. **50[9]**, 913-923 (2013)

*Naoki Suda, Akira Uritani, Kenichi Watanabe, Sachiko Yoshihashi, Atsushi Yamazaki, Nagoya Univ.

中性子がん治療ビーム計測用 リアルタイム薄型シリコンセンサーの特性評価

Characterization of Real-Time Neutron Thin-Silicon Sensor for Boron Neutron Capture Therapy

*髙田真志[1]，遠藤　暁[2]，田中浩基[3]，松本哲郎[4]，増田明彦[4]，布宮智也[5]，中村哲志[6]，
中村　勝[7]，梶本　剛[2]，青山　敬[5]，成田政隆[5]，上田 治[5]，中村尚司[5,8]
[1]防衛大学校，[2]広島大，[3]京都大，[4]産総研，[5]富士電機，[6]国立がんセンター，[7]CICS，[8]東北大学

ガンマ線に対する感度が非常に低い薄型シリコン半導体センサーを用いることで，中性子ホウ素捕捉治療場の熱中性子ビームをダイレクトかつリアルタイムに計測できることを実験的に示した．実用化に向けて，極薄フッ化リチウムや不純物ボロンを用いたリアルタイム中性子センサーの大強度中性子線とガンマ線に対する応答特性を評価した．本センサーは，中性子がん治療で利用されているホウ素中性子捕獲反応と同じ測定原理を有する特徴がある．

キーワード：中性子計測，シリコン半導体，中性子ホウ素捕捉療法，リアルタイム計測，モンテカルロシミュレーション，熱中性子，ガンマ線，粒子放出反応

1. 緒言

難治性がんの治療法である中性子捕捉療法(BNCT)は，国内の約 10 施設でがん治療に向けた治験や準備が行われている．この放射線治療では患者に照射する中性子線量を評価するために，金箔や金線を中性子で放射化させて中性子フラックスを計測している．この計測手法は高精度に中性子フラックスを評価できるが，オフライン手法であることが難点である．

本研究では，BNCT 治療中性子ビームを直接かつリアルタイムに，さらに簡便に計測することを目指し，中性子センサーの開発を行っている．これまで，近畿大学原子炉の炉心内部や京都大学原子炉実験所の BNCT 治療場で行われた中性子計測実験の結果から，我々の中性子センサーを用いることで直接かつリアルタイムに熱中性子ビームを計測できることを見出した．

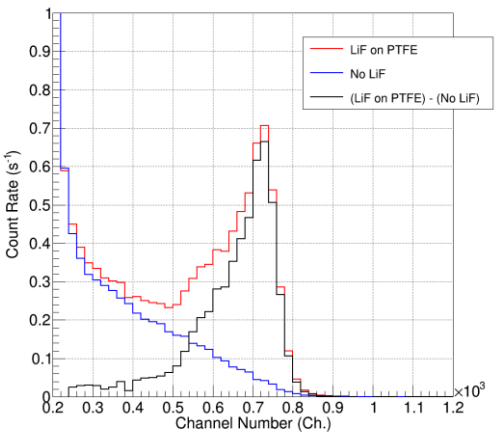
2. 手法

中性子センサーは，薄型タイプの pn シリコンセンサーであり，一つはこのシリコンセンサーの前面に極薄の天然フッ化リチウムを蒸着したテフロン板を付けたもの，もう一つはフッ化リチウムを蒸着していないものである．前者は主に ^{6}Li(n,t)^{4}He 反応を利用し，後者は BNCT と同じ ^{10}B(n,α)^{7}Li 核反応を利用して熱中性子を検出している．シリコンセンサーから出力された信号はプリアンプとメインアンプで処理され，MCA で波高分布を取得している．

大強度中性子に対する応答特性を，国立がん研究センターBNCT 治療場で，実験的に評価した．さらに，モンテカルロコード PHITS2 を用いて実験結果の検証も行った．次に，PHITS2 の電子ーガンマ線輸送モード EGS を用いて，この中性子センサーのガンマ線に対する応答特性も評価した．

3. 結果と結論

BNCT 中性子ビーム測定結果を右図に示す．中性子反応により生成されたピークを確実に計測できていることから，BNCT 治療ビームを直接，リアルタイムに計測できていることが分かる．また LiF 蒸着が無い場合でも中性子を計測できている．これはシリコン半導体中のボロンと中性子との核反応生成物を検出したものである．金の中性子放射化法やリチウムの中性子反応を利用した測定器は，ボロン捕獲反応率分布を直接計測できないが，我々が開発した中性子センサーは，直接 ボロンの中性子反応率分布を計測できることを示している．



ガンマ線に対する検出効率はかなり低く，シミュレーションの結果，10 Gy/h 前後の大線量率ガンマ線も計測できる可能性がある．この検出効率と最大検出可能な線量率に関しては今後，大強度ガンマ線源を用いて実験的に評価していく．

このように本中性子センサーを利用することで，BNCT の大強度中性子とガンマ線のフラックスを直接，リアルタイムに計測でき，ホウ素の中性子捕獲反応率の変化も直接計測できるようになる．

*Masashi Takada[1], Satoru Endo[2], Hiroki Tanaka[3], Tetsurou Matsumoto[4], Akihiko Masuda[4], Tomoya Nunomiya[5], Satoshi Nakamura[6], Masaru Nakamura[7], Tsuyoshi Kajimoto[2], Kei Aoyama[5], Masataka Narita[5], Osamu Ueda[5] and Takashi Nakamura[5,8]
[1]National Defense Academy of Japan, [2]Hiroshima Univ., [3]Kyoto Univ., [4]Nat'l Inst. Adv. Sci. Technol., [5]Fuji Electric Co., [6]Nat'l Cancer Center Hospital, [7]Cancer Intelligence Care System, Inc., [8]Tohoku Univ.

ホウ素中性子捕捉療法における B-10 濃度分布測定法の検討

A Feasibility Study on B-10 Concentration Measurement in Boron Neutron Capture Therapy

*神野郁夫，西松大祐
京都大学

ホウ素中性子捕捉療法の課題である ^{10}B 濃度分布を測定するため，transXend 検出器を利用してガンマ線を電流測定し ^{7}Li 由来の 478 keV ガンマ線数を評価する手法の検討を行った．アンフォールディング法，ニューラルネットワークを利用し，^{10}B 濃度の教師データを再現できた．

キーワード：ホウ素中性子捕捉療法，B-10 濃度分布，transXend 検出器，電流測定

緒言　ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)は ^{10}B(n,α)^{7}Li 反応を利用し，がん細胞を死滅させる．このため ^{10}B を含有薬剤を注入し，がん組織，がん細胞へ薬剤を集中させる．BNCT の問題の一つは，^{10}B ががん組織にどのような濃度で集中しているか測定が困難なことである．^{10}B 濃度測定には，^{7}Li から放出される 478 keV のガンマ線が利用できる．しかし，図 1 に示すように ^{1}H(n, γ)^{2}H 反応で放出される 2.2 MeV のガンマ線，消滅ガンマ線および散乱ガンマ線が高いバックグラウンドとなる．このため，ガンマ線のエネルギーを測定するには，大型のコリメータが必要となり，^{10}B 濃度分布測定には不都合である[1]. 我々は X 線を電流として測定し，解析によりエネルギー分布を得る transXend 検出器を開発している．BNCT の高フラックスガンマ線場において transXend 検出器を用いることで，大量のバックグラウンドの中から 478 keV のガンマ線を測定することを目的とし，計算により可能性の検討を行った．

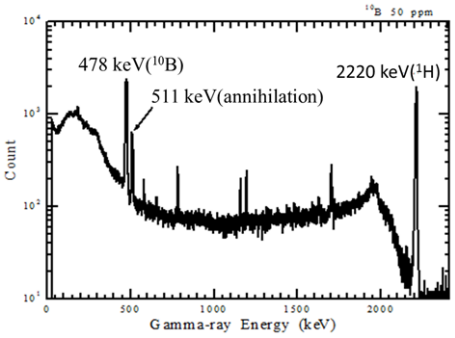


図 1．中性子で血液サンプルを照射した場合のガンマ線スペクトル．[1]

シミュレーション法　頭部を模擬した直径 18 cm，長さ 20 cm の水領域を考える．中性子の入射面から深さ 5 cm の点に直径 5 cm のがん組織の中心があるとした．がん組織には ^{10}B が 10～50 ppm の濃度で存在し，それ以外の領域では濃度 10 ppm とした．熱外中性子が直径 10 cm の入射面で 10^{9}cm^{-2}s^{-1} 入射し，中性子入射方向から 90 度方向に放出されたガンマ線を記録した．頭部側面には，水平方向 1 cm ごとに 0.8×0.8 cm の穴が 18 個開いている厚さ 5cm のタングステン遮蔽体がある．この穴を通過したガンマ線を 18 式の transXend 検出器で電流測定する．transXend 検出器は，0.5×0.5×1 cm の TlBr 要素検出器 4 式で構成されている．アンフォールディングにより ^{10}B(n, α)^{7}Li 反応と ^{1}H(n, γ)^{2}H 反応の数を求めた．ボクセルサイズは1×1×1 cm である．^{10}B(n, α)^{7}Li の反応率の画像を ^{1}H(n, γ)^{2}H の反応率の画像で除算することで ^{10}B 濃度分布の相対比率の画像が得られる．そこで投影データを入力し，出力層に ^{10}B(n, α)^{7}Li と ^{1}H(n, γ)^{2}H の反応率の画像データを出力する 3 層のニューラルネットワークを構築し，「教師あり学習」を行った．

結論　ニューラルネットワークで再構成して得られた ^{10}B 濃度分布の相対比率の画像から ^{10}B 濃度のがん細胞および正常細胞への集積比を算出すると図 2 に示すように理論値とよく一致することが確認できた。

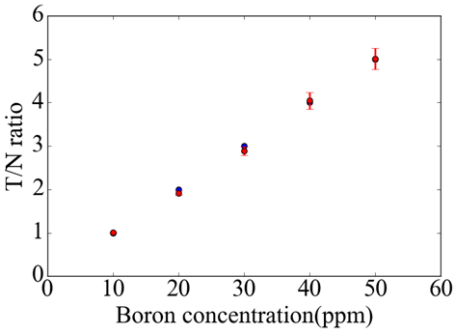


図 2．^{10}B 濃度と(がん細胞)/(正常細胞)濃度比 (T/N ratio).

[1] T. Kobayashi, Y. Sakurai, M. Ishikawa, Phys. Med. **27** (2000) 2124.

*Ikuo Kanno, Daisuke Nishimatsu, Kyoto Univ.

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

Thu. Sep 6, 2018 4:05 PM - 5:45 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:05 AM - 8:45 AM UTC | Room A B11 -B Building

[2A15-20] Neutron Source and Transport

Chair:Chikara Ito(JAEA)

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

[2A15] Development of a compact neutron source for materials analysis

*Brian E O'Rourke[1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2], Koichi Kino[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Daisuke Satou[2,1], Tamao Shishido[2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2], Noriyosu Hayashizaki[1,2,3] (1. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 2. Innovative Structural Materials Association, 3. Tokyo Institute of Technology)

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

[2A17] Analysis of thermal neutron scattering cross-sections of hydrogenous materials for searching novel cold moderators in a small neutron source

*Yutaka Abe[1], Shoichirou Okita[1], Seiji Tasaki[1], Masahiro Hino[2] (1. Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

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

[2A16] An analytical study on the cold neutron moderators for Kyoto University Accelerator-based Neutron Source (KUANS) system

*Shoichirou Okita[1], Seiji Tasaki[1], Yutaka Abe[1] (1. Department of Nuclear Engineering, Kyoto University)

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

[2A18] Effect of proton beam profile and incident position on neutronic performance and structural integrity of a mercury target of the spallation neutron source at J-PARC

(1) Structural integrity of mercury target vessel

*Hiroyuki KOGAWA[1], Takashi NAOE[1], Katsuhiro HAGA[1], Takashi WAKUI[1], Masahide HARADA[1], Shin-ichiro MEIGO[1], Motoki OOI[1], Hiroshi TAKADA[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2A19] Effect of proton beam profile and incident position on neutronic performance and structural integrity of a mercury target of the spallation neutron source at J-PARC

(2) Nuclear heat of mercury target and cold-thermal neutron intensity provided to neutron instrument

*Masahide Harada[1], Hiroyuki Kogawa[1], Takashi Naoe[1], Takashi Wakui[1], Katsuhiro Haga[1], Shin-ichiro Meigo[1], Motoki Ooi[1], Hiroshi Takada[1] (1. JAEA)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2A20] Beam transport optics for compact neutron sources V

*Masahiro Hino[1], Takuya Hosobata[2], Tatsuro Oda[1], Hisao Yoshinaga[2], Hitoshi Endo[3], Norifumi Yamada[3], Shin Takeda[2], Hidetoshi Kawai[2], Yutaka Yamagata[2], Yuji Kawabata[1] (1. Kyoto University, 2. RIKEN, 3. KEK)

5:35 PM - 5:45 PM JST | 8:35 AM - 8:45 AM UTC

Time reserved for Chair

構造材料解析用小型中性子源の開発

Development of a compact neutron source for analysis of structural materials

*O'Rourke Brian [1,2], 大島 永康 [1,2], 小川 博嗣 [1,2], 木野 幸一 [1,2], 黒田 隆之助 [1,2], 佐藤 大輔 [1,2],
宍戸 玉緒 [2], 鈴木 良一 [1,2], 清 紀弘 [1,2], 田中 真人 [1,2], 豊川 弘之 [1,2], 林崎 規託 [1,2,3],
藤原 健 [1,2], 古坂 道弘 [2], 満汐 孝治 [1,2], 室賀 岳海 [2], 渡津 章 [1,2]
[1] 産業技術総合研究所, [2] 新構造材料技術研究組合, [3] 東京工業大学

我々は構造材料解析のための小型中性子源の開発・建設を進めている。産業利用に有用なブラッグエッジイメージングに適した短パルス中性子ビームを得るために直線電子加速器（LINAC）を用いて中性子を発生する。最大~10 kW の電子ビームをタンタル標的に入射して発生した中性子を固体メタンモデレータで減速し熱中性子を得る。建設中の小型電子加速器および中性子源の設計仕様を報告する。

キーワード：中性子源，電子加速器、パルス中性子ビーム

1. はじめに

透過力が高い中性子は、構造材料内部の様々な組織・構造情報を直接観察できる強力なプローブである。新構造材料技術研究組合（ISMA）では産総研つくばセンターに産業利用を主目的とした小型・汎用的なパルス熱中性子源の開発・建設を行なっている[1]。装置の設計は、ブラッグエッジイメージングに最適化させた。なお、ブラッグエッジイメージングとは、中性子の試料透過率の波長依存性を２次元データとして取得・数値処理することで、構造材料中の様々なミクロ情報を画像化し分析する手法である。

2. 加速器および中性子源の仕様

中性子発生用 LINAC は、加速管３段（マイクロ波周波数 2.8GHz、2/3πモード）から構成されており、加速管後の輸送ビームラインも含めた全長は 20m 強である。LINAC からの電子ビーム（電子エネルギー35 MeV、パルス幅 10μs、繰り返し 100 Hz, 最高パワー（10 kW））は、チタン薄膜窓を通して気中に取り出し、水冷式タンタル製ターゲットに入射させる。ターゲットで発生する制動放射線の光核反応によって高エネルギー中性子（蒸発中性子）を発生し、付近に設置した固体メタンモデレータを通して減速し熱中性子（パルス状中性子ビーム）を得る。中性子ビームラインの全長は約 8m で、その末端部には試料を保持するためのゴニオメータや 2 次元中性子検出器を設置する。飛行時間法（TOF）を用いることで、検出した中性子の速度すなわち波長を決定する。中性子 TOF 測定時のフレームオーバーラップ中性子を除去するために、中性子ビームラインにはディスクチョッパーを設置する。

3. まとめ

ISMA では産総研つくばセンターにて小型加速器ベース中性子源を開発している。本発表では、加速器および中性子源の設計仕様について報告する。

参考文献

[1] 産総研ニュース http://www.aist.go.jp/aist_j/news/au20170801.html

謝辞：この成果は、国立研究開発法人新エネルギー・産業技術総合開発機構（ＮＥＤＯ）の委託業務の結果得られたものです。

---

* Brian O'Rourke [1,2], Nagayasu Oshima[1,2], Hiroshi Ogawa[1,2], Koichi Kino[1,2], Ryunosuke Kuroda[1,2], Daisuke Sato[1,2], Tamao Shishido[2], Ryoichi Suzuki[1,2], Norihiro Sei[1,2], Masahito Tanaka[1,2], Hiroyuki Toyokawa[1,2], Noriyosu Hayashizaki[1,2,3], Takeshi Fujiwara[1,2], Michihiro Furusaka[2], Koji Michishio[1,2], Takemi Muroga[2], Akira Watazu[1,2]

[1]AIST, [2]ISMA, [3]Tokyo Tech

小型中性子源用新規冷減速材探索のための含水素物質の熱中性子散乱断面積解析

Analysis of thermal neutron scattering cross-sections of hydrogenous materials for searching novel cold moderators in a small neutron source

*安部 豊[1]，沖田 将一朗[1]，田崎 誠司[1]，日野 正裕[2]
[1]京大院工，[2]京大複合研

新たな冷減速材の探索に当グループで開発した汎用熱中性子散乱断面積解析コードを適用し，数十種類の含水素物質の散乱断面積を解析した．その結果，1-プロピニル基を有する分子は数 meV 程度のメチル基の秤動運動モードを有すため，有望な冷減速材になり得ることが判明した．

キーワード：熱中性子散乱，冷中性子源，含水素物質，1-プロピニル基

1. はじめに

現在，冷減速材として液体水素，固体メタンが主に利用されているが，小型中性子源においては，安全性，管理・運用の容易さの観点から，非爆発性でかつ封じ切り使用できる冷減速材が望ましい．そこで，液体水素，固体メタン以外の新たな冷減速材を探索するために，当研究グループで開発した汎用熱中性子散乱断面積解析コード[1]を用いて，炭化水素，アルコール，エーテル，ケトンなどから約 90 種類の含水素物質の 20K における散乱断面積を解析し，これらの冷減速材としての特性を検討した．

2. 解析方法・結果

冷減速材の減速特性は，主に，減速材中で形成される中性子スペクトルの温度と，減速材の水素密度により特徴づけられる．解析コードから得た散乱断面積を用いて，無限に広い減速材中での中性子スペクトルを近似的に評価し，中性子温度はその平均エネルギーから算出した．また，減速材の水素密度は定温・定圧条件下での分子動力学解析における減速材の密度から求めた．図 1 に 20K における各減速材（全て固体）の中性子温度と水素密度の関係を示す．なお，図中の記号は常温での減速材の相を表し，図には代表的な物質の結果のみを示している．

中性子温度と水素密度の点からメタンの減速特性が最良であることが分る．常温で気体の分子（白丸）を除くと，1-プロピニル基を有する分子（図中赤字）は，数 meV 程度のメチル基の秤動運動モードを持つため，中性子温度が共通して低く，冷減速材として有望な特徴を有する．また，メタノールも比較的低い中性子温度と高い水素密度を持つため，安価な冷減速材として有望であると考える．

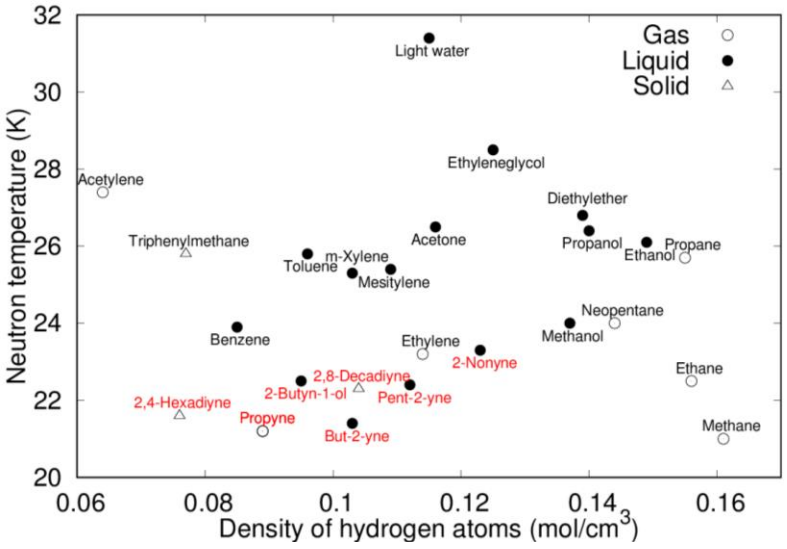


図 1　20K における各減速材の中性子温度と水素密度の関係

参考文献

[1] 安部，船間，田崎，日野，日本原子力学会 2018 年春の年会予稿集, 1G05.

*Yutaka Abe[1], Shoichirou Okita[1], Seiji Tasaki[1] and Masahiro Hino[2]
[1]Department of Nuclear Engineering, Kyoto Univ., [2] Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto Univ.

京大加速器中性子源(KUANS)における冷減速材の特性検討

An analytical study on the cold neutron moderators for Kyoto University Accelerator-based Neutron Source (KUANS) system

*沖田 将一朗[1], 安部 豊[1], 田崎 誠司[1]

[1]京大院工

本研究では、KUANS の冷減速材候補としてメシチレンや 2-ブチン等の冷中性子源としての特性（強度、エネルギースペクトル、パルス応答）を評価した。

キーワード：小型中性子源, 冷減速材, 2-ブチン, メシチレン, メタノール

1. 緒言

京大加速器中性子源(KUANS)では、3.5MeV 程度の低エネルギーの陽子ビームを平均電流 30μA で Be ターゲット照射することで中性子を生成しているため、放射化が少なく、遮蔽も小さくできるのが特徴である。

従来の冷中性子源で用いられてきた固体メタンや液体水素の冷減速材は、爆発性を有する等取り扱いは難しいため、特に KUANS のような小規模施設で冷中性子源の導入を検討する場合、可能な限り管理の容易なものを選択することが望ましい。そこで本研究では、その候補となり得る種々の物質に対して、冷減速材としての性能を評価した。

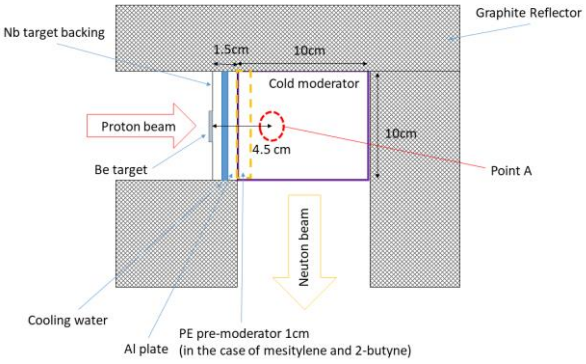


図 1 KUANS を模擬したシミュレーション体系

2. 解析方法と結果

本研究では、①含水素物質 ②非爆発性 ③低エネルギー中性子の生成に寄与し得るメチル基の束縛回転モードを有する ④常温で液体 等の条件を満たす物質の中から、現在その利用が普及しつつある固体メシチレンに加え、固体 2-ブチンと固体メタノールを固体メタンの代替になり得る冷減速材として新たに検討した。

これらの物質に対して、当グループで作成した中性子散乱則データを中性子輸送計算コード(PHITS)に適用し、KUANS を模擬した体系（図 1）において、強度, パルス応答, エネルギースペクトル等を評価した。

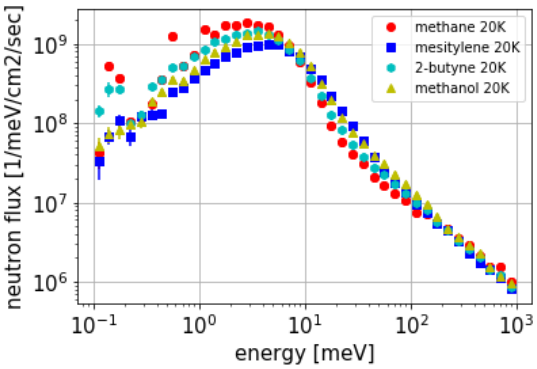


図 2 点 A での各種冷減速材中での中性子スペクトル

表 1 点 A での中性子温度と冷中性子強度

	Methane 20K	2-butyne 20K	Methanol 20K	Mesitylene 20K
中性子温度 [K]	34	38	48	52
5meV以下の冷中性子強度 [10^9 /cm^2/s]	7.4	5.6	4.5	3.5

図 2 は 20K の各減速材について図 1 の点 A における中性子スペクトルの計算結果である。表 1 は、図 2 のスペクトルから得られる中性子温度と冷中性子強度を示している。但し、メシチレンと 2-ブチンでは、水素数密度に低さを補うためにターゲット部の後方にポリエチレン(300K)の板状プレモデレータ（1cm 厚さ）を配置している。

表 1 によると、固体メタンに代わる冷減速材候補として、固体 2-ブチン、固体メタノール、固体メシチレンの順に性能が優れており、この順番はメチル基の束縛回転のしやすさに対応していると考えられる。

*Shoichirou Okita[1], Yutaka Abe[1] and Seiji Tasaki[1]

[1]Department of Nuclear Engineering, Kyoto Univ.

J-PARC 核破砕中性子源における陽子ビームの形状及び入射位置の変化が水銀ターゲットの核特性及び構造強度に及ぼす影響
（1）水銀ターゲット容器の構造的健全性

Effect of proton beam profile and incident position on neutronic performance and structural integrity of a mercury target of the spallation neutron source at J-PARC

(1) Structural integrity of mercury target vessel

*粉川広行[1], 直江崇[1], 涌井隆[1], 羽賀勝洋[1], 原田正英[1], 明午伸一郎[1], 大井元貴[1], 高田弘[1]

[1]原子力機構

J-PARC の核破砕中性子源である水銀ターゲットへ入射する陽子ビーム形状や位置の変化は、水銀ターゲット容器の構造健全性に影響を与えるため、陽子ビームの位置を変化させた際の容器の温度変化と発熱密度の変化を調べた。

キーワード：J-PARC, 核破砕中性子源, 水銀ターゲット容器, 陽子ビーム, 構造強度, 核発熱

1. 緒言

J-PARC の物質・生命科学実験施設の核破砕中性子源では、水銀ターゲットに 3 GeV の陽子ビームを入射して発生する中性子を減速材で減速し、中性子実験装置に供給する。陽子ビーム形状や位置の変化は、水銀ターゲット容器の構造健全性や中性子強度に影響を与える。今後、ビーム出力を 1 MW に増強するために、陽子ビーム形状や位置の変化があった場合でも、十分な構造強度を有する水銀ターゲット容器を準備しておく必要がある。そこで、ビームの垂直位置を変更し、構造強度に影響を及ぼす熱応力の発生要因となる容器温度の測定を行った。

2. 水銀ターゲット容器の温度測定及び発熱密度評価

2-1. 熱電対設置位置と温度測定方法

水銀ターゲット容器は、陽子ビーム進行方向に約 100 cm (長さ方向)、幅約 45 cm、高さ約 12 cm の寸法で、SUS316L 製の三重容器（水銀容器とそれを内包する二重の保護容器）構造からなる。水銀容器上面の中心軸上で容器先端から長さ方向 6 cm、45 cm、及び 85 cm の位置に熱電対（TC-A、TC-B 及び TC-C）を設置している。このターゲット容器に、垂直位置を変化させた陽子ビームを入射し、熱電対で温度を測定した。

2-2. 温度測定結果と発熱密度評価

図 1 にビーム出力 310 kW の陽子ビームの垂直位置を変化させた場合の熱電対 TC-A、TC-B の定常時の水銀温度を基準とした温度変化を示す。ビーム位置を上方に移動すると、発熱源が熱電対位置に接近するために温度が上昇するが、その割合は TC-A、TC-B で、それぞれ 3.3℃/mm、0.3℃/mm であった。温度変化の割合の違いを明らかにするために発熱密度の評価を行った。断熱近似を用いてビーム入射に伴う温度上昇 ΔT [K/s]から水銀容器の発熱密度 q [W/cm^3]を q=ρ·C·ΔT により評価した。ここで、ρ は密度(=0.0078 kg/cm^3)、 C は比熱(=590 J/kg/K)、ΔT は温度上昇率[K/s]である。その結果、発熱密度は、図 1 に示す温度変化の傾向と同様に先端に近い TC-A での変化が大きくなる結果となり、TC-A における大きな温度変化は、発熱密度が、ビーム入射部近傍で、ビーム位置の変化の影響を強く受けるためであることが分かった。

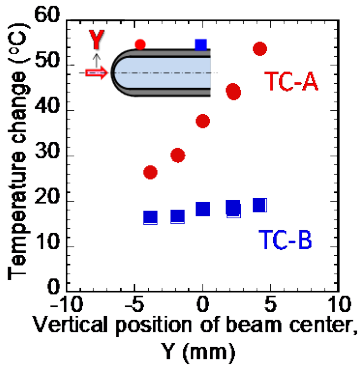


図 1　陽子ビームの垂直位置と温度変化の関係

3. 結論

陽子ビームが入射する容器先端の近傍では、陽子ビーム位置の変化に対する温度変化の割合が大きく、水銀ターゲット容器の構造強度の観点から、ビーム位置の制御が重要である。施設では陽子ビーム位置の変化を検知し、3 mm の変化でビーム供給を停止する。また、垂直方向に 3 mm ずれた場合には、ターゲット容器に約 10%高い熱応力が発生するが、応力評価において 20%の裕度を見込む設計としている。

---

*Hiroyuki Kogawa[1], Takashi Naoe[1], Takashi Wakui[1], Katsuhiro Haga[1], Masahide Harada[1], Shinichiro Meigo[1], Motoki Ooi[1], Hiroshi Takada[1]; [1] Japan Atomic Energy Agency.

J-PARC 核破砕中性子源における陽子ビームの形状及び入射位置の変化が水銀ターゲットの核特性及び構造強度に及ぼす影響
(2)水銀ターゲットにおける核発熱及び中性子実験装置へ供給する冷熱中性子強度

Effect of proton beam profile and incident position on neutronic performance and structural integrity of a mercury target of the spallation neutron source at J-PARC
(2) Nuclear heat of mercury target and cold-thermal neutron intensity provided to neutron instrument

*原田 正英[1], 粉川 広行[1], 直江 崇[1], 涌井 隆[1], 羽賀 勝洋[1],
明午 伸一郎[1], 大井 元貴[1], 高田 弘[1]
[1]原子力機構

J-PARC の水銀ターゲット容器に入射させる陽子ビームの形状や入射位置を変化させ、水銀ターゲット容器の核発熱及び中性子強度の変化を測定し、測定結果と粒子輸送計算との比較を行い、粒子輸送計算の妥当性を検証した。

キーワード： J-PARC, 核破砕中性子源, 水銀ターゲット容器, 陽子ビーム, 核発熱, 中性子強度

1. 緒言

J-PARC の物質・生命科学実験施設の核破砕中性子源は、水銀ターゲットに運動エネルギー3GeV、出力1MW となる陽子ビームを入射し、核破砕反応で発生する中性子を実験装置に供給する施設である。ターゲット位置での陽子ビーム形状や位置変化は、水銀ターゲット容器の構造的健全性や実験装置に供給する中性子強度に影響を与える。本研究では、ニュートロニクスの観点から、陽子ビームの形状や位置を変化させた際の水銀ターゲット容器の核発熱及び中性子強度の変化を測定し、測定結果と粒子輸送計算との比較を行い、粒子輸送計算の妥当性を検証した。

2. 測定手法

中性子強度の測定は、中性子源特性試験装置 NOBORU にて行った。He-3 カウンタ（検出効率：10^{-3}）による飛行時間法を用いた。核発熱は、ターゲット容器に設置している熱電対の温度上昇速度から導出した。陽子ビームの強度及びプロファイルの条件毎に、中性子強度及び核発熱密度を測定した。陽子ビーム強度及びプロファイルは、陽子ビームライン上に設置されているビームモニターにより確認した。

3. 結果

図 1 に、中性子強度の陽子ビームの垂直位置依存性の測定結果と計算結果を示す。計算は、粒子輸送計算コード（MCNPX、PHITS）を用いた。計算値は実験値と良い一致を示した。詳細は、当日報告する。

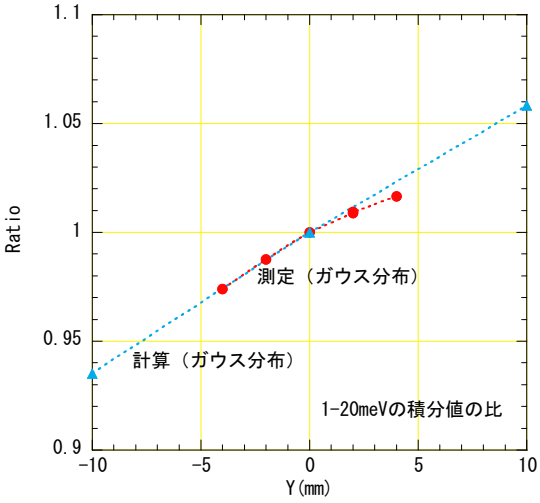


図 1、中性子強度の陽子ビームの垂直位置依存性の計算値と実測値

* Masahide Harada[1], Hiroyuki Kogawa[1], Takashi Naoe[1], Takashi Wakui[1], Katsuhiro Haga[1], Shin-ichiro Meigo[1], Motoki Ooi[1], Hiroshi Takada[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

コンパクト中性子源のためのビーム輸送光学Ⅴ

Beam transport optics for compact neutron sources Ⅳ

*日野正裕[1], 細畠拓也[2], 小田達郎[1], 吉永尚生[1], 武田晋[2], 河合利秀[2], 竹田真宏[2], 池部壮太朗[2], 山澤建二[2], 山形豊[2], 遠藤仁[3], 山田悟史[3], 堀耕一郎[3], 川端祐司[1]

[1]京大, [2]理研, [3]高エネ機構

コンパクトな小型中性子源に有用なビーム輸送光学デバイスであり、従来の中性子輸送を変える可能性のある金属基板中性子集光スーパーミラー等の開発状況を紹介する。

キーワード：コンパクト中性子源、集光ミラー、スーパーミラー、金属基板、多層膜中性子ミラーシート

学術のみならず産業利用を視野に加速器を用いたコンパクトな小型中性子源開発が盛んになっている。中性子利用多岐にわたっているが、中でも熱・冷中性子ビームを用いた中性子散乱やイメージングのニーズは近年 J-PARC MLF や SNS の稼働もありますます大きくなっている。コンパクト中性子源の中性子発生率は概して大規模中性子源の 1/1000 以下と極端に少なく、それに伴い得られる熱・冷中性子ビーム強度も少ない。しかし J-PARC MLF のような大強度加速器中性子源や JRR-3 や KUR 等の研究用原子炉と異なり、利用目的を絞り、それに適した中性子源設計とビーム輸送が可能となる。特に大強度中性子源ではアクセスすることが大変困難な、中性子源近傍の中性子輸送光学の開発研究が可能となる。特にパルス中性子源では、中性子の発生総量が少なくても TOF を用いて時間弁別することでバックグラウンドを下げ、高い S/N での測定が可能となる。中性子総量が少ないことは、遮蔽や放射性廃棄物等が大幅に軽減されることにもつながる。

必要な低速中性子だけを高効率で輸送するために、高い反射性能を持つ曲面スーパーミラーと中性子源の直結、果ては融合が期待される。しかしコンパクト中性子源とはいえ、ビーム利用可能な中性子強度を得るための中性子源近傍では、強力な放射線下にさらされる。熱・冷中性子輸送手法の代表である中性子スーパーミラー導管では、平滑な平面のガラスやシリコンが基板として利用される。これらの素材を平滑に曲率の大きな回転体等に加工することは大変困難であり、耐放射線や脆性的にも問題がある。しかし金属を基板とできれば、耐放射線にも優れ、分割して組み合わせ、構造材、例えばミラー自体を真空チャンバーや遮蔽としても利用可能となる。また機械加工用の NC 加工機での製作が可能となり、製作期間の劇的な短縮とコスト削減も期待できる。金属基板の表面粗さの問題も、無欠陥な無電解ニッケルメッキを用いることで表面粗さ 0.2nm 程度以下を実現した。そして、分割式で本格的な中性子輸送系としても機能する長さ900mmの回転楕円体スーパーミラーの開発を行った。ここで回転楕円体の形状は、長軸半径1250m、短軸半径は 65.4mm である。この集光スーパーミラー開発は、スーパーミラーとしても限界に近い臨界角である 6Qc の NiC/Ti スーパーミラー成膜まで成功した。現在、完全全周回転楕円体スーパーミラーを実現するためにミラーの量産を行うと共に、製作工程の高度化を行っている。

当日はこれら金属基板を用いた回転楕円体ミラーの中性子集光実験結果及びさらなる中性子集光デバイスの発展形として多層膜中性子ミラーシート開発の試み等、新たなビーム輸送光学デバイスの可能性について述べたい。

---

*Masahiro Hino[1], Takuya Hosobata[2], Tatsuro Oda[1], Hisao Yoshinaga[1], Shin Takeda[2], Toshihide Kawai[2], Masahiro Takeda[2], Sotaro Ikebe[2], Kenji Yamazawa[2],Yutaka Yamagata[2], Hitoshi Endo[3], Norifumi L. Yamada[3], Koichiro Hori[3], Yuji Kawabata[1]

[1]Kyoto Univ., [2]RIKEN, [3]KEK

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

Thu. Sep 6, 2018 9:30 AM - 10:40 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 12:30 AM - 1:40 AM UTC | Room B A21 -A Building

[2B01-04] Accelerator Application for Medical Science and Industry

Chair:Kai Masuda(Kyoto Univ.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2B01] Prediction of cosmic-ray muon-induced soft error rates for semiconductor memory devices

*Seiya Manabe[1], Yukinobu Watanabe[1], Wang Liao[2], Masanori Hashimoto[2], Shin-ichiro Abe[3] (1. Kyushu Univ., 2. Osaka Univ., 3. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2B02] The development of the neutron measurement technology for the eatablishment of the accelerator-based BNCT

*Daisuke Nio[1], Kaoru Sakasai[1], Hiroshi Nakashima[1], Koichi Takamiya[2], Hiroaki Kumada[3], Susumu Tanaka[3] (1. JAEA, 2. Kyoto University Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science , 3. University of Tsukuba)

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

[2B03] Basic Design of an S-band electron linac for prodution of ^{99}Mo/^{99m}Tc

*Yoshinori Inoue[1], Masashi Yamamoto[2], Mitsuru Uesaka[1], Jaewoong Jang[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. Accuthera)

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

[2B04] Basic design of W-Mo targetry and its ^{99}Mo/^{99m}Tc production capacity

*Jaewoong Jang[1], Katsuyoshi Tatenuma[2], Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo, 2. Kaken Inc.)

10:30 AM - 10:40 AM JST | 1:30 AM - 1:40 AM UTC

Time reserved for Chair

半導体メモリー素子に対する宇宙線ミュオン誘起ソフトエラー発生率の推定

Prediction of Cosmic-Ray Muon-Induced Soft Error Rates for Semiconductor Memory Devices

*真鍋 征也[1]，渡辺 幸信[1]，廖 望[2]，橋本 昌宜[2]，安部 晋一郎[3]
[1]九州大学，[2]大阪大学，[3]日本原子力研究開発機構

半導体メモリーデバイスに対する低エネルギー正負ミュオン照射実験結果と PHITS シミュレーションを基に、地上放射線環境におけるミュオン誘起ソフトエラー発生率(Soft error rate：SER)を予測した。負ミュオン原子核捕獲反応の影響により、負ミュオンは正ミュオンに比べ SER が著しく高くなることがわかった。

キーワード：ソフトエラー，シングルイベントアップセット，PHITS，ミュオン，負ミュオン捕獲反応

1. 緒言　電子機器の信頼性問題の 1 つにソフトエラーと呼ばれる放射線による一過性の誤動作・故障現象がある。近年、宇宙線ミュオンによるソフトエラーの発生が懸念されている。先行研究として、Static RAM (SRAM)に対する正ミュオン照射試験[1]の報告があり、ミュオン自身による電離作用によるソフトエラーの発生が検証された。一方で負ミュオンが物質中に停止すると、一定の割合で原子核に吸収される反応(捕獲反応)が起き、ミュオン自身より高い電離作用を持った二次イオンが放出される。本研究グループは、捕獲反応のソフトエラー発生への影響を確かめるため、ミュオン科学実験施設 MUSE にて 65-nm 設計ルール(微細化の指標)のバルク及び SOTB (silicon on a thin buried oxide) SRAM に対し、正負ミュオン照射試験を行った[2, 3]。その結果、デバイス内にミュオンが停止する場合、負ミュオンは正ミュオンに比べ、高い確率でソフトエラーを発生させることが明らかとなった。本研究では、照射試験データと PHITS シミュレーションを基に地上放射線環境におけるミュオン誘起 SER を推定した。本発表では、その推定手法と結果について説明する。また、現在地上のソフトエラーの主要因と見なされている宇宙線中性子 SER[4]と比較する。

2. 推定結果・考察　バルク及び SOTB SRAM における正負ミュオン誘起 SER を推定した。例として Bulk SRAM の正負ミュオン SER と中性子 SER を図 1 に示す。横軸は SRAM の動作電圧を示す。動作電圧 0.5 及び 0.9 V において、負ミュオン SER は正ミュオンと比べ、8 倍または 250 倍程度それぞれ大きくなる。先行研究[1]では正ミュオン実験データのみがミュオン SER 推定に考慮されていたが、本結果から正確なミュオン SER 推定のためには、負ミュオンの影響を適切に考慮することが重要であることがわかる。次に中性子 SER と比較すると、65-nm SRAM においてミュオン SER は中性子と比べ十分に小さいことがわかる。今後設計ルールの微細化に伴い、ミュオン SER の影響がどのように変化するか更なる照射試験を行い、調査する予定である。

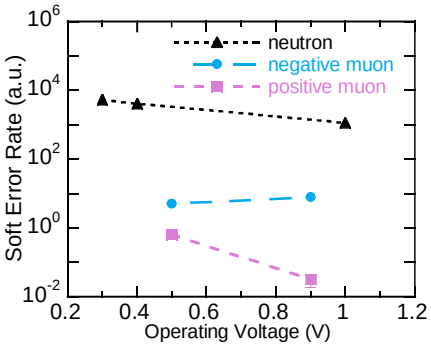


図 1.バルク SRAM に対して推定したミュオン SER と中性子 SER[4]の比較

参考文献

[1] J. M. Trippe *et al.*, *IEEE IEEE Trans. Nucl. Sci.*, **65**(2), 2018. [2] S. Manabe *et al.*, *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, in press, 2018.
[3] W. Liao et al., *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, in press, 2018. [4] S. Hirokawa *et al.*, in Proc. of *17 th RADECS*, no. H17, 2016.

---

*Seiya Manabe[1], Yukinobu Watanabe[1], Wang Liao[2], Masanori Hashimoto[2] and Shin-ichiro Abe[3]
[1]Kyushu Univ., [2]Osaka Univ., [3]JAEA

加速器 BNCT の確立を目的とした中性子測定技術開発

The development of the neutron measurement technology for the accelerator-based BNCT

*仁尾 大資[1]，坂佐井 馨[1]，中島 宏[1] 高宮 幸一[2]，田中 進[3]，熊田 博明[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]京都大学複合原子力科学研究所，[3]筑波大学

加速器 BNCT におけるリアルタイム中性子測定に向けて、光ファイバー一体型の Eu:LiCaF 製中性子検出器を用いて KUR において、中性子束に対する線形性及び追従性の測定を行った結果を報告する。

キーワード：加速器 BNCT，Eu:LiCaF シンチレータ，中性子検出器，光ファイバー一体型検出器

1. 緒言

加速器 BNCT における中性子束の変動は原子炉による BNCT 時に比べて大きく、患者の照射線量を最適化するために、中性子束をリアルタイム測定することが必要である。しかし、BNCT で要求される中性子束は 10^9(n/cm^2/s)と高く、リアルタイム測定は実現していない。そこで、我々は光ファイバー一体型の Eu:LiCaF 製中性子検出器[1]を用いた中性子測定技術開発を KUR 及び、筑波大学で開発整備中の加速器 BNCT 施設（iBNCT）において行っている。

2. 実験及び結果

2-1. 実験概要

iBNCT では基本的な特性及びγ線と中性子線のディスクリ値に関して測定した。KUR での実験は、出力 1MW 時に約 10^{12}(n/cm^2/s)の中性子束となる傾斜照射孔で行った。

2-2. KUR における実験のセットアップ

Eu:LiCaF シンチレータからの光は光ファイバーを通して光電子増倍管に入力された後、電気信号に変換され、測定器に入力される。測定に先立ち、検出器はプラスチック製のボトルに収納し、傾斜照射孔の底部に設置した。また、測定は KUR の出力上昇中及び定常時に行った。

2-3. KUR における実験結果

図 1 に示す 20W から 1kW への出力上昇時の追従性に関して、計数率と KUR の出力は良い一致を示した。また、計数率と KUR の出力の間に良い線形性が得られた。

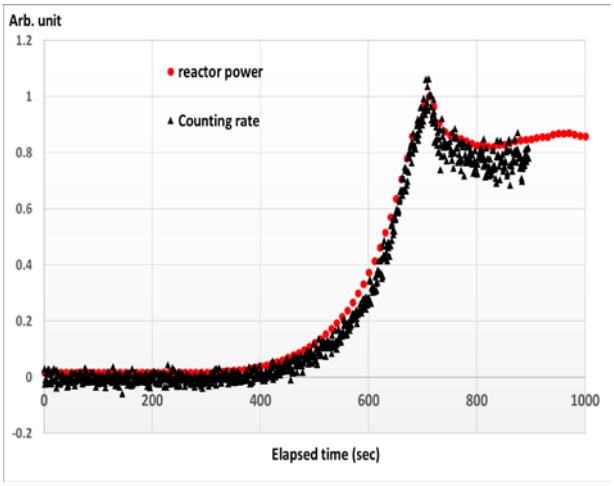


図 1　20W から 1kW に出力上昇する際に測定した**計数率(黒▲)**と KUR の出力(赤●)

3. 結論

光ファイバー一体型の Eu:LiCaF 製中性子検出器に関して、KUR の傾斜照射孔において実験を行った。得られた計数率は KUR の出力に対して良い追従性と線形性を示した。これらの結果を元に、iBNCT 及び KUR におけるさらに高精度の実験を計画している。

参考文献

[1] 希土類添加 $LiCaAlF_6$ の単結晶育成とシンチレーション特性に関する研究 東北大学博士論文　11301 甲第 15420 号

* Daisuke Nio[1], Kaoru Sakasai[1] , Hiroshi Nakashima[1]　Koichi Takamiya[2], Susumu Tanaka[3], Hiroaki Kumada[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency., [2]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, [3]University of Tsukuba

^{99}Mo/^{99m}Tc 製造用 S バンド電子ライナックの基礎設計

Basic Design of an S-band electron linac for production of 99Mo/99mTc

*井上 佳徳[1] 山本 昌志[2], ジャン ジェウン[1], 上坂 充[1]
[1]東大, [2]アキュセラ

核医学診断の SPECT では、しばしば ^{99m}Tc が使われる。この親核種の ^{99}Mo は海外の原子炉で製造されており、日本はすべて輸入に頼っている。我々は、電子ライナックを使いこれらの放射線同位元素を製造するシステムの研究を行っている。ここでは、各種のシミュレーションソフトウェアーを使った加速器の基礎設計について報告する。

キーワード：^{99}Mo/^{99m}Tc, S-band 電子ライナック, ビームダイナミクス解析

1. 背景及び研究目的

^{99m}Tc は核医学診断で最もよく使われる放射性同位体で、^{99}Mo の β 崩壊によって得られる。しかし、日本は現在 ^{99}Mo/^{99m}Tc の需要を海外での研究用原子炉で生産に完全に依存している。

我々のグループは、S-band 電子ライナックを用いて製造するシステムの研究を行っている。国内の需要量を満たすためには、高いビームパワーの電子ライナックが必要である。それを実現するために様々なパラメーターの計算及びそれに基づいた加速器設計が必要となってくる。

2. ビームパラメーターの計算方法

表 1 に電子ライナックのビームパラメーターを示す。このビームパワーは核種の国内需要から設定した値である。このライナックを実現するための加速管のパラメーターを軸対称静電磁場計算コード SUPERFISH を用いて計算した。これは加速管の寸法や RF 出力値を入力することでシャントインピーダンスや群速度等のパラメーターを算出することができる。これらから得られたパラメーターからエネルギーゲインを算出した。図 1 に、加速管のディスク孔径(2a)とエネルギーゲインの関係を示す。この図から、3m 加速管 1 本で 17.5MeV が達成できることが分かった。したがって、3m 加速管 2 本とクライストトン 2 本で、表 1 のシステムが実現できることがわかる。

表 1. 電子ビームの設計値

項目	値
エネルギー	35 MeV
パワー	25 kW – 35 kW (時間平均)
パルス幅	17 μ s
繰り返し	667 pps

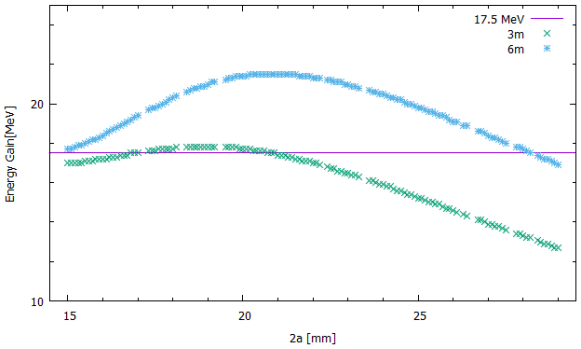


図 1. ディスク孔径と加速エネルギーの対応

3. 今後の課題

S バンド 35MeV, 25-35kW を達成し、^{99}Mo/^{99m}Tc 医薬品のコストが、現在の海外での生産方法及びそこからの輸入に比べて安価となるべき加速器システムの最適化をする。

*Yoshinori Inoue[1], Masashi Yamamoto[2], Jaewoong Jang[1], and Mitsuru Uesaka[1]
[1]Univ. of Tokyo, [2]Accuthera

Basic design of W-Mo targetry and its ^{99}Mo/^{99m}Tc production capacity

*Jaewoong Jang[1], Katsuyoshi Tatenuma[2], and Mitsuru Uesaka[1]
[1]Univ. of Tokyo, [2]Kaken Inc.

Abstract

For realizing a new ^{99}Mo/^{99m}Tc production system using electron linear accelerators, we are working on a W-Mo target assembly and activated carbon chromatography. Here we present the basic design of the target assembly, and its expected ^{99}Mo/^{99m}Tc production yields in conjunction with the activated carbon chromatography.

Keywords: ^{99}Mo/^{99m}Tc, targetry, converter target, electron linear accelerator, activated carbon

1. Introduction

^{99}Mo/^{99m}Tc are the most commonly used radionuclide pair in nuclear medicine diagnostics. Recently, the ^{99}Mo/^{99m}Tc supply chain has become unstable, as most of the research reactors producing ^{99}Mo are aged over 50, reaching the end of their service lives. As an alternative to such aging reactors, we have designed an X-band electron linear accelerator (linac) [1], and are now working on its target system and a new ^{99}Mo/^{99m}Tc separation method based on activated carbon chromatography. This talk will present the design of the target assembly and assessment of the ^{99}Mo/^{99m}Tc yields thereof.

2. Basic design of W-Mo targetry

The target assembly consists of W and Mo, and is used for two sequential tasks: (i) the W target converts kinetic energies of electron beams into bremsstrahlung photons, and (ii) the Mo target receives the photons to induce ^{100}Mo(γ,n)^{99}Mo.

The W target was designed such that the amount of photons escaping the W beam exit, or $\Phi_{\text{W-exit}}$, is maximized. One of the most significant factors affecting $\Phi_{\text{W-exit}}$ is the W thickness, for which we performed a series of PHITS and MCNP6 simulations with various W thicknesses. The PHITS simulation results are plotted in Fig. 1, suggesting that the optimal thickness of a W target could be approximately 0.33 cm. This is an improved figure compared with our previous study [1], which used a 0.1 cm-thick W target. If validated by experiments, the newly calculated target thickness can improve the efficiency of ^{99}Mo production.

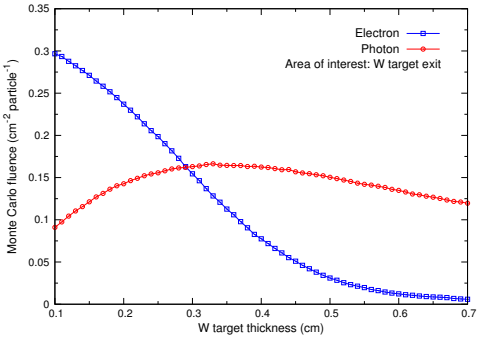


Fig. 1. Monte Carlo particle fluences at the W beam exit for various W target thicknesses. The beam energy was 35 MeV and the beam size was 3 mm in full width at half maximum.

3. Monte Carlo calculation of ^{99}Mo/^{99m}Tc yields

Based on the designed target assembly and the elution efficiency of activated carbon chromatography [2], we calculated the ^{99}Mo/^{99m}Tc yields. The result is shown in Fig. 2, where each vertical bar represents the activity of a ^{99m}Tc eluate. The total ^{99m}Tc activity was 1181 GBq. Because the irradiation time was set to be 72 h, two irradiation sets can be performed per week. Therefore, the weekly ^{99m}Tc supply would be $1181\,\text{GBq} \times 2 = 2362\,\text{GBq}$. Dividing the ^{99m}Tc demand of Japan by this figure yields $14230/2362 \approx 6.02$, showing that about 7 of the X-band electron linacs can make Japan self-sufficient in ^{99}Mo/^{99m}Tc. This number is smaller than our previous estimation [1] by four, suggesting that an optimal target assembly can greatly improve the ^{99}Mo/^{99m}Tc productivity.

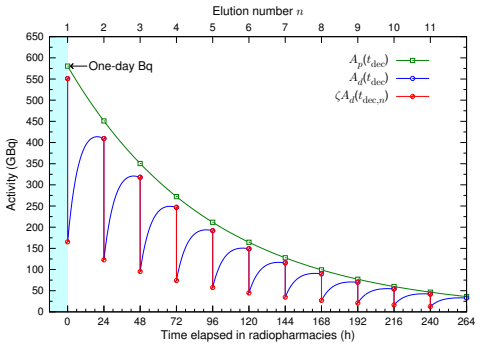


Fig. 2. ^{99}Mo/^{99m}Tc activity dynamics under 72-h irradiation and activated carbon chromatography. A_p and A_d denote the ^{99}Mo and ^{99m}Tc activities, respectively.

4. Summary

For electron linac production of ^{99}Mo/^{99m}Tc, we are designing a dedicated W-Mo target assembly and developing an activated-carbon chromatographic device. Simulation results showed that the designed W-Mo targetry, in conjunction with activated carbon chromatography, can lead to improved ^{99}Mo/^{99m}Tc yields.

References

[1] J. Jang et al. *Phys. Rev. Accel. and Beams* 20 (2017), p. 104701. DOI: 10.1103/PhysRevAccelBeams.20.104701.

[2] K. Tatenuma et al. *Radioisotopes* 63 (2014), pp. 501–513. DOI: 10.3769/radioisotopes.63.501.

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

Thu. Sep 6, 2018 10:40 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 1:40 AM - 3:00 AM UTC | Room B A21 -A Building

[2B05-09] Progress of Accelerator Development for Nuclear Transmutation under ImPACT Program

Chair:Noriyosu Hayashzaki(Tokyo Tech)

10:40 AM - 10:55 AM JST | 1:40 AM - 1:55 AM UTC

[2B05] Advances of Accelerator Technology Development for Nuclear Transumutation in the ImPACT Program

(1)Concept of Accelerator model "Impact 2017 "

*Hiroki Okuno[1], Yoshiharu Mori[3], Hiroyoshi Sakurai[1], Masatoshi Kawashima[2], Reiko Fujita[2] (1. RIKEN, 2. JST, 3. KURRI)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[2B06] Advances of Accelerator Technology Development for Nuclear Transumutation in the ImPACT Program

(2)Prototype of Superconducting Linear Accelerator for intense deuteron beam

*Naruhiko Sakamoto[1], Hiroki Okuno[1], Kazunari Yamada[1], Kenji Suda[1], Kazutaka Ozeki[1], Osamu Kamigaito[1], Yutaka Watanabe[1] (1. RIKEN Nishina Center)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2B07] Advances of Accelerator Technology Development for Nuclear Transumutation in the ImPACT Program

(3)Study of MERIT(Mulitplex Energy Recovery Internal Target) on Intense Negative Muon Production for Muon Nuclear Transmutation

*Yoshiharu Mori[1], Yoshihiro Ishi[1], Akihiro Taniguchi[1], Tomonori Uesugi[1], Yasuhiro Kuriyama[1], Hidefumi Okita[2], Akira Sato[3], Michikaze Kinsho[4], Kota Okabe[4], Masahiro Yoshimoto[4] (1. Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, 2. Kyoto University, Graduate School of Engineering, 3. Osaka University, Graduated School of Science, 4. Japan Atomic Energy Agency)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2B08] Advances of Accelerator Technology Development for Nuclear Transumutation in the ImPACT Program

(4)Beam Dynamics of Proof-of-principle Machine of MERIT(Multiplex Energy Recovery Internal Target) for Muon Nuclear Transmutation

*Hidefumi Okita[1], Yoshiharu Mori[2], Yoshihiro Ishi[2], Akihiro Taniguchi[2], Tomonori Uesugi[2], Yasutoshi Kuriyama[2], Akira Sato[3], Michikazu Kincho[4], Masahiro Yoshimoto[4], Kota Okabe[4] (1. Kyoto University, Graduate School of Engineering and Faculty of Engineering, 2. Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, 3. Osaka University, Graduated School of Science, 4. Japan Atomic Energy Agency)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2B09] Advances of Accelerator Technology Development for Nuclear Transumutation in the ImPACT Program

(5)Feasibility Study of Nuclear Transmutation System Using Small and Medium-Sized Cyclotrons

*Mitsuhiro Fukuda[1], Hiroshi Toki[1], Ryoichi Seki[1], Tsutomu Shinoduka[2], Tetsuhiko Yorita[1], Hiroki Kanda[1], Keijiro Takeda[1], Takashi Wakui[3], Miyawaki Nobumasa[4], Yasuyuki Morita[1] (1. RCNP, Osaka University, 2. CYRIC, Tohoku University, 3. NIRS, QST, 4. TARRI, QST)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

ImPACTにおける核変換加速器技術の開発の進展
（1）加速器モデル「ImPACT2017」の概要

Advances of Accelerator Technology Development for Nuclear Transmutation in the ImPACT program
(1) Concept of accelerator model "Impact 2017"

*奥野　広樹[1]、櫻井　博儀[1]、森　義治[1,2]、川島　正俊[3]、藤田　玲子[3]
[1]理化学研究所、2 京都大学、3 科学技術振興機構

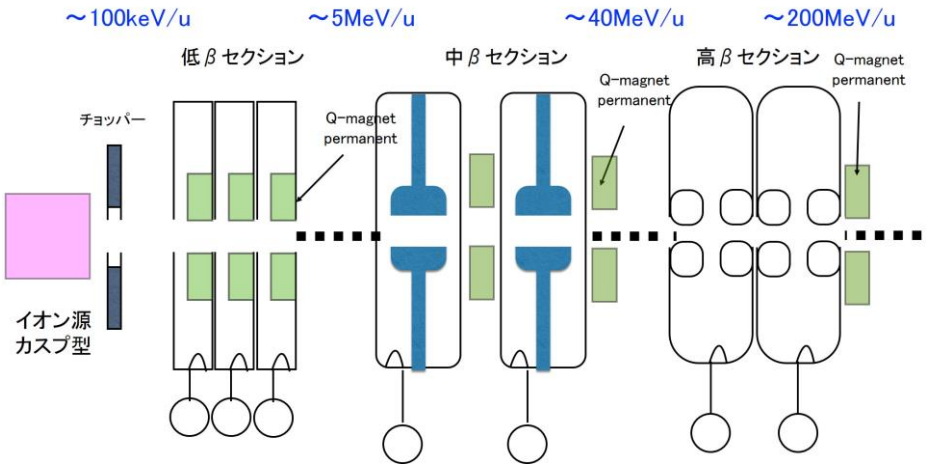
長寿命核分裂生成物の核変換に必要な重陽子の電流値は、1A 程度と従来の重陽子のビーム強度を大幅に超えるものである。本講演では、この 1A 級の大電流を実現可能とする線形加速器システムの概要を示す。

キーワード：大強度、空間電荷、線形加速器、単胞加速空洞、磁場収束

現在 ImPACT 藤田プログラムでは、核変換により LLFP を大幅に低減させかつ資源化することが検討されている。必要な重陽子ビームの電流値は 1A 程度と考えられている。我々はこの重陽子 1 A、エネルギーは 40～200MeV/u という加速性能を実現する加速器モデル「ImPACT2017」モデルを提案する。

従来の大強度の陽子（重陽子）加速器加速器の前段には RFQ と呼ばれる高周波四重極加速器が用いられる。これは、ビームを直流ビームから高周波加速に適したバンチされたビームにすること、ビームを四重極電場により収束させる事、そしてビームを加速する事が可能である。しかし、ビーム電流が 1 A となると、空間電荷効果によりイオン源から引き出される重陽子等のビームが大口径となるのにも関わらず、通常線形加速器の前段加速器として用いられる RFQ が受ける事ができる加速器が受けられるビーム系が小さい(~1cm)と小さい事が問題となる。また、ビームに高周波を導入するカプラーの最大容量の制限よりその本数が数十本となり制御しきれないという問題点がある。

ImPACT2017 においては、下図の様に、単胞加速空洞と磁気収束を組み合わせて配置し加速を実現する。これによりイオン源から引き出される大口径のビームを加速する事が可能になる。大口径であるが、各キャビティの位相を自由に選べる事ができるため、RFQ と全く同じ機能（直流ビームのバンチ化、ビームの収束、ビームの加速）を持せる事ができるとともに、ビームにパワーを与えるカプラも一台の空洞あたり数本程度で済ませる事ができる。



（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。

---

*Hiroki Okuno[1], Hiroyoshi Sakurai[1], Yoshiharu Mori[1,2], Masatoshi Kawashima[3], Reiko Fujita[3]
[1]SRIKEN, [2]Kyoto Univ., [3]JST

ImPACT における核変換用加速器開発の進展
2.大強度重陽子ビームのための超伝導加速器の開発

Advances of Accelerator Technology Development for Nuclear Transmutation in the ImPACT Program
2 Prototype of Superconducting Linear Accelerator for intense deuteron beam

*坂本 成彦[1]，山田 一成[1]，須田 健嗣[1]，大関 和貴[1]，渡邉 裕[1]，上垣外 修一[1]，奥野 広樹[1]
[1]理化学研究所　仁科加速器科学研究センター

We make a report on development of a prototype of superconducting linear accelerator for intense deuteron beam dedicated for processing of high-level radioactive wastes through Nuclear Transmutation. This work was funded by ImPACT Program of Council for Science, Technology and Innovation (Cabinet Office, Government of Japan).

キーワード：超伝導、線形加速器

1. 低速イオン用超伝導線形加速器

理化学研究所　仁科加速器研究センターでは、イオン、なかでも重陽子を加速するための超伝導線形加速器プロトタイプの開発（図1）を行ってきた。超伝導の空洞は、加速電圧を発生させるのに必要な高周波電力が、常伝導の空洞のそれに比べよりはるかに小さく、また大強度ビームの加速に適しているのがその最大の特徴である。

図 1. 超伝導線形加速器プロトタイプ

2. プロトタイプの開発

2-1. イオン用超伝導空洞

超伝導材料を用いて製作された加速空洞を液体ヘリウム温度に冷却することにより、高周波損失が非常に小さくなることは広く知られているが、低速度域の大強度イオンの加速に特化した空洞は、その形状の複雑さから開発が遅れていた。今回我々は、高周波損失が非常に小さい空洞を開発することに成功した。

2-2. 周波数調整機構

超伝導空洞の高周波損失が非常に小さい利点を最大限に活かすには、運転周波数の周波数帯域をいかに狭く（共振周波数の百万分の１）とるかが重要である。帯域を狭くとるということは、空洞の周波数がイオンの加速に必要な運転周波数から少しずれると、共振がとれなくなり、加速電圧の不足を招く。空洞の周波数は、液体ヘリウム温度まで冷却したときに運転周波数に合致することが重要で、空洞製作段階で製作寸法、表面処理などの量を調整することにより実現するが、そのプロセスが複雑なため製作コストが下げられないという問題がある。今回、その問題を一気に解決すべく、新しい周波数調整機構を考案し、第一段階としての試験を実施し、一定の評価を行った。

3. まとめ

低速度イオン加速に特化した超伝導線形加速器の研究開発を進め一定の成果を得た。この研究で得られた知見が礎となって、今後進められる出力 1 MW を凌ぐ加速器の設計検討に展開されることが期待される。

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。

---

*Naruhiko Sakamoto[1], Kazunari Yamada[1], Kenji Suda[1], Kazutaka Ozeki[1], Yutaka Watanabe[1], Osamu Kamigaito[1], and Hiroki Okuno[1]
[1]RIKEN Nishina Center

Advances of Accelerator Technology Development for Nuclear Transmutation in the ImPACT Program
(3) Study of MERIT (Multiplex Energy Recovery Internal Target) on Intense Negative Muon Production for Muon Nuclear Transmutation

*Yoshiharu Mori[1] ,Akihiro Taniguchi[1],Yasutoshi Kuriyama[1] ,Tomonori Uesugi[1] ,Yoshihiro Ishi[1] , Masayuki Muto[1] ,Yuka Ono[1] ,Hidefumi Okita[1], Nobuo Ikeda[1],Yujiro Yonemura[1],Akira Sato[2], Michikazu Kinsho[3],Yasuhiro Miyake[3], Masahiro Yoshimoto[3] and Kota Okabe[3]
[1]Kyoto Univ., [2]Osaka Univ.,[3]JPARC-JAEA.

Abstract (approx. 55words)

An intense negative muon source for muon nuclear transformation based on MERIT (multiplex energy recovery internal target) ring has been developed to mitigate the long lived fission products of nuclear wastes. The present status of MERIT development and advanced MERIT scheme with deuteron beam are presented.

*This work was funded by ImPACT Program of Council for Science, Technology and Innovation (Cabinet Office, Government of Japan).

Keywords: LLFP, ERIT, nuclear transmutation, muon

1. Introduction

In the ImPACT project, various studies and developments aiming to mitigate and even re-use the nuclear wastes, especially long lived fission products (LLFPs) have been carried out. In muonic atom, the atomic nucleus absorbs a negative muon with large probability (95per cent), if the atomic number (Z) is more than 30 and then, it transforms to a stable nucleus by beta decay and the emission of several neutrons. The key issue of this scheme is muon production. To make it in reality, at least the negative muon intensity of more than 10^{16} μ^-/sec is necessary. For this purpose we have proposed a MERIT scheme.

2. MERIT scheme for muon production

In order to produce an intense secondary particles such as neutron efficiently, a scheme of ERIT(Energy Recovery Internal Target) has been developed [1]. For intense negative muon production, because of relatively high primary beam energy, the acceleration and storage with energy recovering are essential. Thus, an advanced scheme of ERIT, named MERIT (Multiplex Energy Recovery Internal Target) wad proposed[2] and the proof of principle development has been carried out. Recently, we succeeded in beam acceleration with a preliminary experiment. To generate negative muons efficiently, deuterons looks better than protons as primary particles because deuteron consists of neutron. A new scheme of MERIT with deuteron beam and deuterium gas target filled in the ring has been also proposed[3].

3. Conclusion

A new scheme with multiplex energy recovery internal target (MERIT) has been proposed for efficient production of negative muons to mitigate the long-lived fission products in the nuclear wastes from the nuclear power plant with muon nuclear transformation. The present status of the proof of principle development and also a new scheme with deuteron beam and deuterium gas target are presented.

References

[1] Y. Mori, Nucl. Instr. Meth., PRS, Vol. A562, pp591-595 (2006).

[2] Y. Mori, International Workshop on FFAG'16, Imperial College London, UK, Sept.12(2016).

[3] Y. Mori, H.Okita, Y.Ishi, Y. Yonemura, H.Arima: Memo. of Faculty of Eng., Kyushu Univ. Vol.77,No.1,Sept.,2017.

ImPACTにおける核変換用加速器開発の進展 （4）ミュオン核変換のための高強度負ミュオン生成法”MERIT” 原理実証機のビーム力学

Advances of Accelerator Technology Development for Nuclear Transmutation in the ImPACT Program (4) Beam dynamics of Proof-of-principle Machine of MERIT(Multiplex Energy Recovery Internal Target) for Muon Nuclear Transmutation

*沖田　英史[1]，森 義治[1]，石 禎浩[1]，谷口 秋洋[1]，上杉 智教[1]，栗山　靖敏[1]，
武藤　正文[1]，小野　雪佳[1]，佐藤　朗[2]，
三宅 康博[3]，金正　倫計[3]，吉本 政弘[3]，岡部 晃太[3]，池田 伸夫[4]，米村　祐次郎[4]
[1]京都大学，[2]大阪大学，[3]J-PARC-JAEA，[4]九州大学

長寿命核分裂片の軽減・処理のための負ミュオン核変換のための高強度負ミュオン生成法”MERIT” (Multiplex Energy Recovery Internal Target)の原理実証機のビーム力学について報告する。
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(ImaPACT)の一環として実施された。

キーワード：負ミュオン，核変換

1. 緒言

原子力発電所等で発生する高レベル放射性廃棄物の軽減・処理は世界的な問題である。放射性廃棄物の中でもウランの核分裂により発生する長寿命核分裂片(LLFP：Long Life Fission Product)は有効な処理方法が確立されていない。

LLFP の軽減・処理の有効な手法として負ミュオンを用いた核変換法が提案されている。負ミュオンは電子より質量が 207 倍あるということを除いて、電子と同じ性質を持つため、原子番号が 30 以上の原子に捕獲されると 95%以上の確率で核変換を起こす。この手法を LLFP に適用することで、放射能を持たない安定な核種へと変換できると考えられている。

LLFP の負ミュオンを用いた核変換処理・軽減には大強度の負ミュオンビームが必要となる。そこで、大強度の負ミュオンビームを生成する手法として MERIT(Multiplex Energy Recovery Internal Target)方式が考案されている。現在、京都大学複合原子力科学研究所では MERIT 方式の原理実証機(PoP-MERIT)の開発と原理実証試験が行われており、昨年末に予備的な加速試験に成功した。

2. 研究内容

MERIT 方式の原理実証試験の準備として、PoP-MERIT リングでのビーム力学について明確にする必要がある。そこで、三次元磁場計算と軌道計算からリングの特性を表すパラメータ(磁場形状、チューン、アクセプタンス等)や、リングに存在する磁場のエラーとその補正方法等を明らかにし、それらの一部をビーム試験から実験的に確かめた。本発表では、その詳細と MERIT 方式の原理実証試験の現状について報告する。

---

*Hidefumi Okita[1], Yoshiharu Mori[1], Yoshihiro Ishi[1], Akihiro Taniguchi[1], Tomonori Uesugi[1], Yasutoshi Kuriyama[1], Masayuki Muto[1], Yuka Ono[1], Akira Sato[2], Yasuhiro Miyake[3], Michikazu Kinsho[3], Masahiro Yoshimoto[3], Kota Okabe[3], Nobuo Ikeda[4] and Yujiro Yonemura[4]

[1]Kyoto Univ., [2]Osaka Univ., [3]J-PARC-JAEA., [4]Kyushu Univ.

ImPACTにおける核変換用加速器開発の進展
（5）中小型サイクロトロンを用いた核変換システムの概念検討

Advances of Accelerator Technology Development for Nuclear Transmutation in the ImPACT Program
(1) Feasibility Study of Nuclear Transmutation System Using Small and Medium-Sized Cyclotrons

*福田 光宏[1]，土岐 博[1]，関 亮一[1]，篠塚 勉[2]，依田 哲彦[1]，神田 浩樹[1]，安田 裕介[1]，
中尾 政夫[1]，武田 佳次朗[1]，森田 泰之[1]，涌井 崇志[3]，宮脇 信正[4]，倉島 俊[4]，
伊藤 正俊[2]，松田 洋平[2]
[1]阪大核物理研究センター，[2]東北大 CYRIC，[3]量研機構放医研，[4]量研機構高崎研

高強度重陽子ビーム等を用いた長寿命核分裂生成物（LLFP）の核変換を安定且つ安全に高効率で行うため、中小型サイクロトロンを多数組み合わせた加速器システムの検討状況について報告する。サイクロトロンの高強度化とエネルギー効率向上に必要とされる要素技術や低コストで高出力のサイクロトロンを用いた核変換システムの構成などについても議論する。

キーワード：核変換、重陽子、サイクロトロン

1. 背景と目的

高レベル放射性廃棄物に含まれる LLFP の内、再利用可能な有用資源を含む４種の原子核(Pd-107, Cs-135, Se-79, Zr-93)を短寿命核種もしくは安定核種へ核変換するための新しい核変換システムの検討を進めている。100MeV/n の重陽子ビームを直接 LLFP ターゲットに照射して核変換効率を高めるだけでなく、高強度の中小型サイクロトロンを多数組み合わせて複数のターゲットに多重入射させ、ビームパワーを分散させながら核変換処理を促進させて有用資源収量の最大化を目指したシステムの概念検討を目的としている。

2. LLFP 核変換用サイクロトロンの仕様

2-1. 中型リングサイクロトロン（D^+加速と D^-加速）

100MeV/n まで加速した D+イオンを 99%以上のビーム透過効率で引き出すためには、静電デフレクターの入口で 2cm 以上のターンセパレーションが必要とされることから、引出平均半径 400cm における平均磁場を 7.4kG（磁極における最大磁場は約 15kG）とし、セクター電磁石 10 台、基本波加速空洞 6 台、フラットトップ加速空洞 2 台から構成される K=400MeV のリングサイクロトロンを想定する。D^-加速の場合も同様の構成をベースとし、セクター電磁石間のバレー領域に設置した荷電変換フォイルを用いてほぼ 100%のビーム引出効率を実現させる。

2-3. 小型 AVF サイクロトロン（D^-加速）

低コスト化を図るため、引出平均半径を 200cm にコンパクト化した K=400MeV の AVF サイクロトロンを想定する。引出平均磁場は 15kG であることから加速途中でのローレンツ・ストリッピングによる負イオンの中性化は最小限に抑えることが可能であり、mA 級の重陽子ビームを安価で供給可能である。

なお、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。

---

*Mitsuhiro Fukuda[1], Hiroshi Toki[1], Ryoichi Seki[1], Tsutomu Shinoduka[2], Tetsuhiko Yorita[1], Hiroki Kanda[1], Yuusuke Yasuda[1], Masao Nakao[1], Keijirou Takeda[1], Yasuyuki Morita[1], Takashi Wakui[3], Nobumasa Miyawaki[4], Satoshi Kurashima[4], Masatoshi Itoh[2], Youhei Matsuda[2]
[1]RCNP, Osaka Univ., [2]CYRIC, Tohoku Univ, [3]QST-NIRS, [4]QST-Takasaki

General Meeting

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room B A21 - A Building

[2B_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第40回全体会議

[2B_GM] General Meeting

General Meeting

[2B_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第40回全体会議

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room B (A21 -A Building)

[2B_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room B A21 -A Building

[2B_PL] Compact Accelerator Neutron Source and Nuclear Data Needs

Chair:Noriyosu Hayashizaki, Tatsuya Katabuchi(Tokyo Tech)

[2B_PL01] New neutron spectrum formulation of Be+p reaction for design and applications of compact neutron sources

*Yasuo Wakabayashi[1] (1. RIKEN)

[2B_PL02] Needs for neutron source and nuclear data in developments of an active neutron non-destructive system

*Yosuke Toh[1] (1. JAEA)

[2B_PL03] Industrial applications (mainly medical) of small accelerators and nuclear data for those applications

*Takahiro Tadokoro[1] (1. Hitachi)

2018年秋の大会

核データ部会、加速器・ビーム科学部会合同セッション［「シグマ」特別専門委員会共催］

小型加速器中性子源と核データのニーズ

Compact Accelerator Neutron Source and Nuclear Data Needs

（1）小型中性子源のための p-Be 中性子スペクトル関数及び応用利用から核データに対するニーズ例

(1) New neutron spectrum formulation of Be+p reaction for design and applications of compact neutron sources

*若林 泰生[1]，竹谷 篤[1]，橋口 孝夫[1]，池田 義雅[1]，小林 知洋[1]，
王 盛[2]，严 明飞[2]，原田 正英[3]，池田 裕二郎[1,3]，大竹 淑恵[1]
[1]理研，[2]西安交通大学，[3]J-PARC センター

物作り現場における非破壊診断技術開発などのニーズに応えることを目的とした RANS[1]は、7MeV 陽子パルスを Be に入射し、p-Be 反応でパルス中性子を発生させる。中性子は減速されない連続高速中性子成分と、モデレーターで熱領域まで減速した熱中性子成分の混在スペクトルで測定系に引き出し、実験を行う。研究や技術開発を行う上で、p-Be による発生中性子(収量、角度分布、スペクトル)は基本情報として重要である。しかしながら、Be の低エネルギー陽子入射中性子発生核データは不十分、あるいは適切に計算コードに組み込まれていないため、放射線輸送シミュレーシ計算では大きな不確定性がある。そこで、RANS 中性子スペクトル評価精度向上へ向けて、独自の p-Be 中性子発生関数を作成することを提案した。

開発は、エネルギー損失が数 keV～数十 keV 程度の薄い Be 標的および 20 MeV 以下の低エネルギー陽子を用いた p-Be に関する報告済みの発生中性子(全断面積、角度分布、エネルギースペクトル)の実験データを EXFOR ライブラリーから収集し、それらのデータを入射陽子エネルギー(Ep)でフィッティングすることで、12 MeV 以下の Ep に関して、発生中性子を再現する独自関数を完成させた。独自関数の発生中性子源としての妥当性評価のため、標的中のエネルギー損失を SRIM コード[2]で求め、モンテカルロ計算で Ep および標的厚を引数とした独自関数による発生中性子を求めた。角度依存エネルギースペクトルに関する厚い Be 標的実験データ(Ep = 4 MeV, 12 MeV)および従来コードを用いた結果、並びに、RANS での In(n,n') 反応率実験と比較した。その結果、本独自関数は従来コードに比べ実験値をより正確に再現しており、p-Be を用いた小型中性子源における発生中性子評価に有用であることを示した[3]。

RANS では、中性子回折やイメージング実験技術を適用した鉄鋼集合組織の研究、鉄鋼材料錆の状態可視化などの研究とともに、現場のインフラコンクリート構造物の内部状態の直接および反射イメージング、非破壊元素分布分析など非破壊診断技術の開発を行い、それに適した可搬型小型中性子源システム開発も進めている。今回開発した中性子発生関数を用いて上記研究の再評価を行うともに RANS の標準とした。本発表では独自関数作成を軸に、RANS での研究開発、そこから見えた核データのニーズを紹介する。

参考文献

[1] Y. Otake, et al., J. Dis. Res. vol.12, No.3, pp.585-592 (2017).

[2] J.F. Ziegler et al, The stopping and Range of Ions in Solids, Pergamon Press, 1985

[3] Y. Wakabayashi et al., J. Nucl. Sci. Technol., vol.55, No.8, pp.859-867 (2018)

*Yasuo Wakabayashi[1], Atsushi Taketani[1], Yoshimasa Ikeda[1], Takao Hashiguchi[1], Tomohiro Kobayashi[1], Sheng Wang[2], Mingfei Yan[2], Masahide Harada[3], Yujiro Ikeda[1,3] and Yoshie Otake[1]

[1]RIKEN, [2]Xi'an Jiaotong Univ., [3]J-PARC Center

2018年秋の大会

核データ部会、加速器・ビーム科学部会合同セッション［「シグマ」特別専門委員会共催］

小型加速器中性子源と核データのニーズ
Compact Accelerator Neutron Source and Nuclear Data Needs

(2) アクティブ中性子非破壊測定装置開発における中性子源と核データのニーズ

(2) Needs for neutron source and nuclear data in developments of an active neutron non-destructive system

*藤 暢輔[1]，前田 亮[1]，土屋 晴文[1]，大図 章[1]，古高 和禎[1]，北谷 文人[1]，米田 政夫[1]
[1]原子力機構

1. 緒言

欧州委員会 - 共同研究センター(EC-JRC)と原子力機構との共同研究により、これまでの非破壊測定技術を適用できない高線量核燃料物質のための非破壊測定技術開発を実施している[1]。本研究開発では、小型中性子源を用いた 4 つのアクティブ中性子法（ダイアウェイ時間差分析法:DDA、 中性子共鳴透過分析法:NRTA、 即発ガンマ線分析法:PGA、遅発ガンマ線分析法:DGA）を組み合わせ、それぞれの特長を生かすことによって高線量核燃料物質に対応できる非破壊測定法の確立を目指している。

2. 中性子源と核データのニーズ

平成 30 年度から開始したフェーズ II では、上述の 4 つのアクティブ中性子法の高度化を行うとともに、原子力機構燃料サイクル安全工学研究施設において、3 つの分析手法(DDA,PGA,NRTA)を組み合わせた総合非破壊測定装置(図 1)を開発する予定である。この 3 つの分析手法は中性子を用いるという点では共通しているが、DDA はパルス化された高速中性子、PGA は連続の熱中性子、NRTA はパルス化された白色中性子と、通常はそれぞれ異なる性質の中性子を用いている。市販されている小型中性子源は、3 つの分析手法からの要求を完全に満足しないため、測定装置全体の総合的な性能を勘案して DT 中性子源を採用している。装置性能をさらに向上させるためには、10^9neutrons/s 以上の中性子強度、1μs 以下のパルス幅を持つ小型中性子源の開発が望まれる。

本研究開発においては PHITS 等を用いたシミュレーションによる検討が不可欠であるが、一部の計算値において実験値との乖離が大きくなることが分かっている。例えば、DDA では問いかけ中性子として高速中性子を用い、試料自身やモデレータで高速中性子を減速させて熱化し、核物質に核分裂反応を起こさせる。そのため、シミュレーションに用いている核データのなかでも熱中性子散乱則 S(α,β)が乖離の主な原因であると考えている。また、NRTA では、実験で得られる中性子透過スペクトルに対し、共鳴パラメータから得られるデータを用いてフィッティングすることで分析値を得るが、一部の核種で、その共鳴パラメータに起因すると思われる測定精度の悪化が見られる。今後の中性子を用いた非破壊分析法開発や、その高精度化のための研究開発等においては、それらの核データの誤差の低減が望まれる。

謝辞：本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部である。

参考文献 [1] M. Kureta 他、Proc. 37th ESARDA Symposium, Manchester, UK, 111-120,（2015）

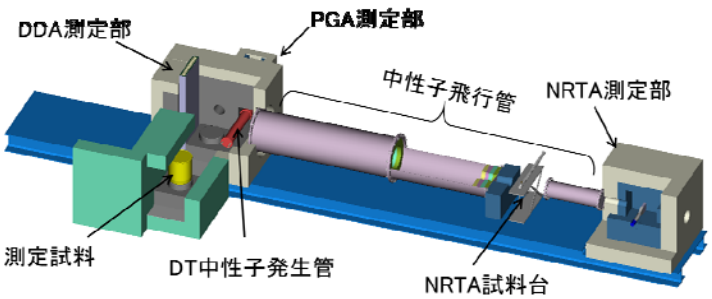


図 1 総合非破壊測定装置の概念図

*Yosuke Toh[1], Makoto Maeda[1], Harufumi Tsuchiya[1], Akira Ohzu[1], Kazuyoshi Furutaka, Fumito Kitatani[1], Masao Komeda[1]
[1]JAEA

2018年秋の大会

核データ部会、加速器・ビーム科学部会合同セッション［「シグマ」特別専門委員会共催］

小型加速器中性子源と核データのニーズ
Compact Accelerator Neutron Source and Nuclear Data Needs

(3) 医療応用を中心とした小型加速器の産業応用と核データ

(3) Industrial applications (mainly medical) of small accelerators and nuclear data for those applications

*田所 孝広
日立製作所　研究開発グループ

1. はじめに

加速器は、電子線あるいはイオンビームの発生を電源の ON/OFF により容易に制御できること、及び、各種小型加速器が開発されていることから、様々な産業分野で活用されている。日立では、これまで医療応用を中心とした小型加速器の産業応用に関する検討を進めており、本講演ではその内容を報告する。検討においては、実験とシミュレーションが必須であり、各種核データは重要である。

2. 小型電子線形加速器利用医療用核種製造システムの検討

診断用核種として広く使用されているテクネチウム 99m(Tc-99m)は、親核のモリブデン 99(Mo-99)からの分離精製により製造されているが、現在、Mo-99 の 9 割以上は、世界に 6 カ所ある研究用原子炉で製造されており、日本は、その 100%を輸入に依存している。また、海外研究炉のうち 3 カ所が建設から 50 年以上、2 カ所が 40 年以上経っており、近年、老朽化が問題となっている。上記状況を受け、各種小型加速器を用いた Mo-99 の製造システムが検討されている。

日立では、京都大学と協力して、小型で低製造コストが期待される電子線形加速器を用いた Mo-99/Tc-99m の製造システムについて検討を進めている。

図 1 に光子と原子核の反応を示す[1]。比較的低エネルギの光子において、巨大共鳴領域と呼ばれる反応断面積が大きい領域があり、核種製造反応として利用可能である。電子線形加速器を利用した Mo-99 の製造には、電子が重い元素に衝突した時に生成する制動放射線と Mo-100 との反応である Mo-100(γ,n)Mo-99 を用いる。図 2 に、Mo-99/Tc-99m 製造量の評価結果の一例を示す。加速エネルギ 35MeV、加速電流値 1mA のシステムにおいて、1340GBq の Mo-99 を製造でき、3 システムで国内需要を賄うことが可能である。原料である Mo-100 の部分を他の元素に交換することで、他の医療用核種の製造が可能となり、システムの付加価値が向上すると考えている。今までに、診断と治療を同時に可能な銅 67(Cu-67)、PET 診断用核種としてのゲルマニウム 68/ガリウム 68(Ge-68/Ga-68)等の医療用核種に関して、実験とシミュレーションを合わせた製造量評価を進めている[2]。

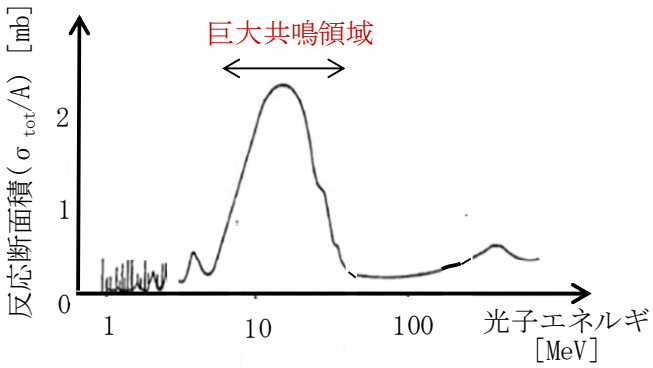


図1　光子と原子核との反応

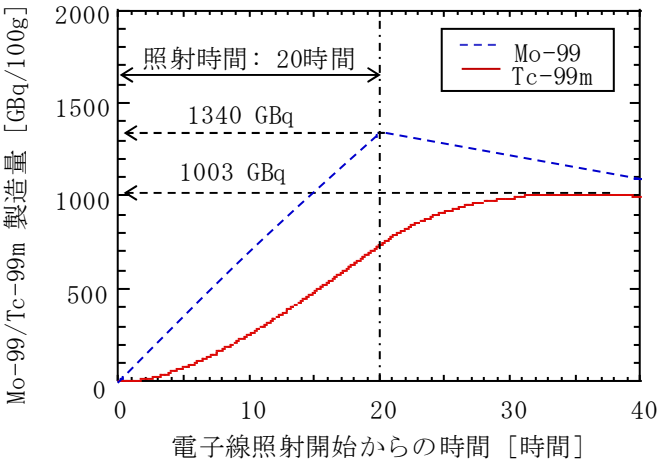


図2　Mo-99/Tc-99m製造量評価結果の一例

3. 小型陽子線形加速器のホウ素中性子捕捉療法(BNCT)への適用

小型加速器中性子源の有力な応用先に、ガン治療法である BNCT がある。BNCT は、悪性腫瘍に選択的に集積したホウ素化合物に中性子を照射し、ホウ素と中性子との核反応で生成するα線とリチウムによって細胞レベルで悪性腫瘍を死滅させる治療法である。従来原子炉中性子源が必要であったため一般的な治療法ではなかったが、病院に設置可能なサイクロトロンを利用した装置が開発されており、近年、治療適用の広がりを見せている。現在 BNCT においては、ホウ素薬剤であるパラボロノフェニールアラニン(BPA)に陽電子放出核種である F-18 を付加した薬剤(F-18-BPA)を用いて、PET によるホウ素薬剤濃度の患部への集積特性を事前に評価し、患者が BNCT に適しているかどうかを判定している。そこで、PET 用放射性核種製造と BNCT 用中性子発生との共用が可能なシステムであればメリットが大きいと考え、PET 用薬剤製造に適した比較的低エネルギである 11MeV の陽子線形加速器の BNCT への適用を検討した[3]。図 3 にシステムの一例を示す。中性子発生用ターゲットとしてベリリウム 9(Be-9)を用いることで、3mA の加速電流値において、原子炉中性子源と同等の治療が可能である。

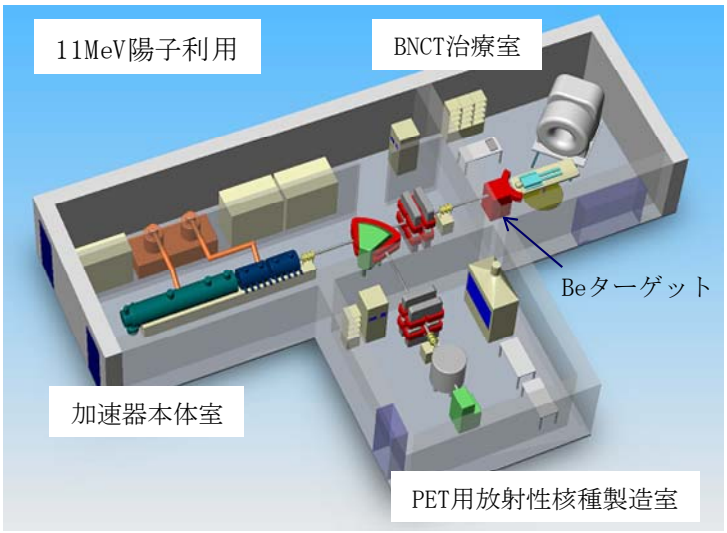


図3　小型陽子線形加速器を用いたシステムの一例

4. 中性子発生管の産業応用

中性子発生管は、トリチウム(T)と重陽子(D)、または、重陽子(D)と重陽子(D)との核融合反応によって中性子を発生させる装置であり、海外では、主に油田探査用として使用されている。小型で安価であることから、様々な産業応用が考えられ、日立では、今まで、化学プラントの外面腐食検査用水分計や、危険物検知装置への適用を検討している。

4-1. 中性子水分計

化学プラントの塔(反応塔、蒸留塔、抽出塔等)及び配管類は、省エネルギ対策のために保温材で断熱されている。屋外設備のため、保温材の表面は亜鉛メッキ鋼等でカバーされているが、一部隙間からの雨水侵入等により保温材下の等及び配管材の外表面腐食が進行する。そこで、直接外部から錆の状態を調べるため点検と補修作業を計画的に実施し、設備の安全確保に努めている。しかし、カバー及び保温材の撤去作業が必要であり、検査補修に関する費用が大きい。また、検査補修時間も長くなってしまうことから、プラント稼働状態での非破壊診断技術の開発が望まれている。外表面腐食は、塔及び配管材外表面とカバー間の保温材部分に水分が無いところでは起こっていないことから、プラント稼働

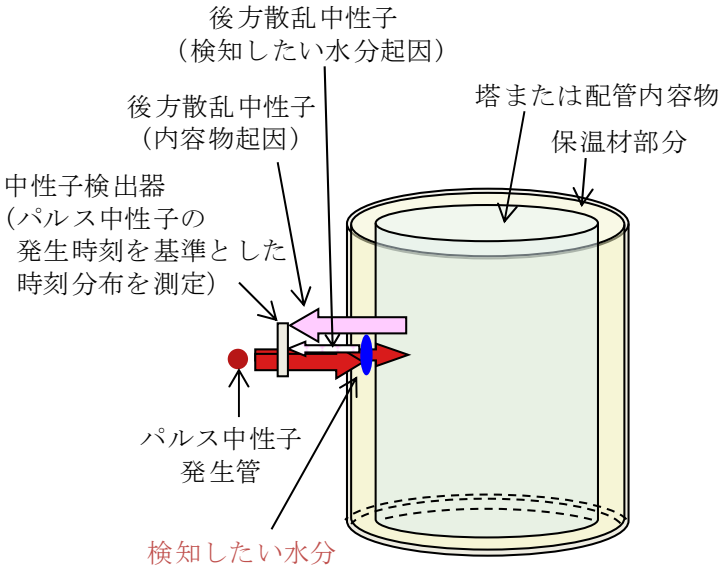


図4　パルス中性子発生管を用いた
水分検知の概要

状態でこれらの水分を非破壊で検知できれば、点検補修に関する費用を大幅に低減できる。しかし、プラント稼働中は、塔及び配管内容物からのバックグラウンドが大きいという課題があった。その解決法の一つとして、日立パワーソリューションズと協力して、パルス中性子発生管の適用を検討してきた。図 4 にパルス中性子発生管を用いた水分検知の概要を示す。パルス中性子発生時刻を基準とする後方散乱中性子の時刻分布を測定することで、検知したい水分起因の後方散乱中性子に対する内容物起因の中性子の割合を低減させることができ、水分検知性能を向上させることが可能である[4]。

4-2. 危険物検知

爆発物、薬物等の危険物は、荷物などに隠ぺいされて運搬されることが多いことから、その検知のための各種手法が開発されており、荷物を開けずに検査する手法として、X線透過及び CT 装置が空港及び税関等に導入されている。中性子は、透過能力が高い、元素分析が可能という性質をもっていることから、熱中性子放射化法、高速中性子放射化法等の様々な検知法が研究開発されている。日立では、元素の種類と位置を同定可能な随伴粒子イメージング(API)法を適用した爆発物の検知装置を開発してきた。

図 5 に試作 API 装置の概要を示す。DT 核融合反応において生成するα線と高速中性子が 180 度方向に飛行することを利用し、α線と同時に生成する中性子と元素との反応で発生した即発γ線を同時計測する方法である。試作装置を用いて性能評価した結果、爆発物検知に必要な炭素、酸素及び窒素計測の S/N が、γ線計測のみと比較して 40 倍以上となることを確認している。

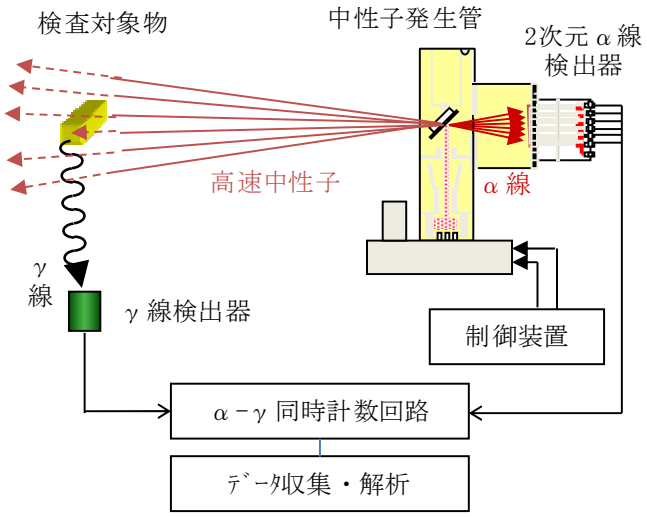


図5　試作API装置の概要

5. おわりに

本講演において、医療応用を中心とした小型加速器の産業応用に関する検討内容を紹介した。それぞれ実用化には課題が多いが、今後も、小型加速器の産業応用の検討を進めて行く予定である。

参考文献

[1] F. Jallu, et al. Photoneutron production in tungsten, praseodymium, copper and beryllium by using high energy electron linear accelerator. Nucl Instr Meth. 1999;B155:373-381.

[2] T. Tadokoro, et al. Examination of a Ge-68/Ga-68 production amount in a medical radionuclides production system using an electron linear accelerator. Atomic Energy Society of Japan, 2017 Fall meeting.

[3] T. Tadokoro, et al. Feasibility study on a common use accelerator system of neutron production for BNCT and radionuclide production for PET. Proc ICNCT-12. 2006;304-307.

[4] T. Tadokoro, et al. Development of a neutron moisture meter for moisture under heat insulation of tower and pipe (2) Basic study for a moisture meter using time measurement methods. Atomic Energy Society of Japan, 2009 Fall meeting.

*Takahiro Tadokoro
Hitachi, Ltd. Research & Development Group.

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

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room B A21 -A Building

[2B10-13] Fission Reaction 1

Chair:Satoshi Kunieda(JAEA)

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

[2B10] Temperature dependence of the nuclear shell corrections

*Satoshi Chiba Chiba[1,4], Fedir Ivaniuk[1,2], Chakako Ishizuka[1], Mark Dennis Usang[1,3] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. Nuclear Research Institute, Kiev, 3. Malaysian Nuclear Agency, 4. National Astronomical Observagory of Japan)

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

[2B11] Evaluation and validation of independent fission product yields taking account of the shell correction

*Kohsuke Tsubakihara[1], Shin Okumura[1], Chikako Ishizuka[1], Tadashi Yoshida[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech., Laboratory for Advanced Nuclear Energy)

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

[2B12] Nuclear fission of ^{180}Hg using 4D-Langevin model

*Chikako Ishizuka[1], Mark Dennis Usang[1], Yoko Ishii[1], Fedir Ivanyuk[2], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, Tokyo Tech, 2. Kiev Institute for Nuclear Research)

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

[2B13] Microscopic theoretical calculations for the charge polarization of fission fragments

*Shuichiro Ebata[1], Chikako Ishizuka[1], Shin Okumura[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

原子核殻補正の温度依存性

Temperature dependence of the nuclear shell corrections

*千葉　敏[1,2]，Fedir Ivanyuk[1,3]，石塚　知香子[1]、Mark Dennis Usang[1,4]

[1]東工大，[2]国立天文台, [3]Institute of Nuclear Research, [4]Malaysian Nuclear Agency

原子核の殻補正は励起エネルギーと共に原子核の殻構造がどのように変化するかを表す量であり、ランジュバン模型などでも用いられる重要な量である。これまでは Ignatyuk の準位密度公式から示唆される単純な指数関数型の励起エネルギー依存性が用いられてきたが、本研究では温度依存の殻補正を直接計算することにより、それが正しくないことを示し、またエネルギー及び自由エネルギーに対する殻補正を求めた。

キーワード：核分裂、ランジュバン計算，殻補正の温度依存性、対相関、自由エネルギー、断裂点模型、質量数分布

1. 緒言

当グループではランジュバン模型に基づく核分裂機構の研究を継続してきたが、結果に大きな影響を与える殻補正の温度、すなわち励起エネルギー依存性についての新たな知見が得られたので発表する。

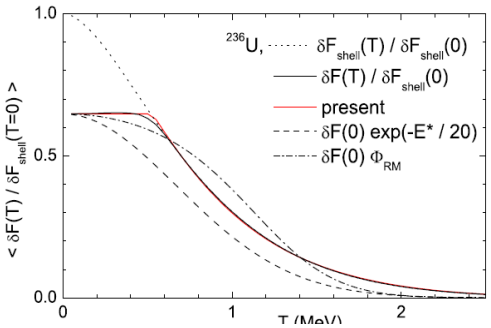


図 1 殻補正の温度依存性

2. 計算方法

まず、ランジュバン模型は温度 T の熱平衡において定式化されているため、ドライブ力としてはポテンシャルエネルギーV（内部エネルギー）ではなくヘルムホルツの自由エネルギーF を用いることが適切であることを示す。次に、巨視的微視的模型による V 及び F に対する計算における殻補正の温度依存性を計算する。V と F の関係は F＝V-TS であり、F の計算のためにはエントロピーS の計算も必要になる。これらを二中心 Woods-Saxon ポテンシャルを用いて有限温度で求めた[1]。

3. 結果

F に対する殻補正の温度依存性を図 1 の実線に示す。縦軸は T=0 における shell 効果のみによる殻補正に対する（shell+pairing）効果による殻補正の比を示す。これまで用いてきた指数関数型のダンピング因子（破線）に比べて低温領域で殻補正がほぼ一定であり、0.6MeV 程度から急に小さくなることが分かった。これはクーパー対が壊れるまでは shell 効果と pairing 効果が逆位相で働くために両者の和が一定となるためであり、一方、離対温度以上で急激に shell 効果がダンプすることを示している。破線の場合と実線の場合の核分裂片の質量数分布を断裂点模型により 1st チャンス核分裂に対して計算した結果を図 2 にそれぞれ同じ線種で示す。これまでのダンピング因子を用いると励起エネルギーが 30MeV を超えると全く殻効果がなくなり、結果は一山になり（破線）実験値を再現できない。一方、本研究で導かれた殻補正を用いると、50MeV 程度までは 1st チャンス核分裂が殻効果による二山分布構造を保持することが分かった（実線）[1]。この結果は核分裂機構の解析に殻効果の温度依存性を正しく考慮することの重要性を明確に示している。詳細は当日説明する。

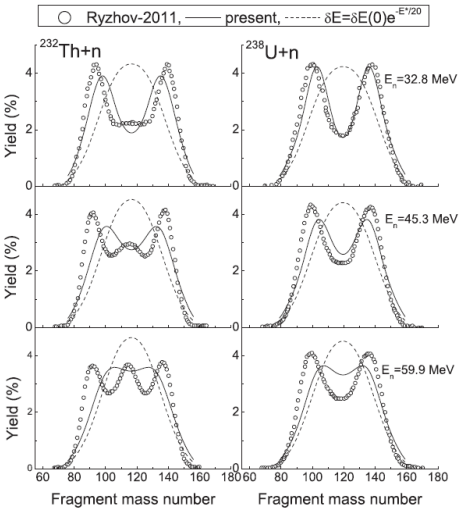


図 2 新たに提案する殻補正手法及び従来の手法に基づく核分裂生成物の質量数分布の比較（実線及び破線）

参考文献

[1] F.A.Ivanyuk, C.Ishizuka, M.D.Usang and S.Chiba, Phys. Rev. C97, 054331(2018)

*Satoshi Chiba[1,2], F.A. Ivanyuk[1,3], C. Ishizuka[1] and M.D.Usang[1,4]

[1]Tokyo Tech., [2]National Astronomical Observatory of Japan, [3]Institute of Nuclear Research, [4]Malaysian Nuclear Agency

原子核の殻補正効果を考慮した核分裂収率の評価とその検証について

Evaluation and validation of independent fission product yields taking account of the shell correction

*椿原 康介[1]、奥村 森[1]、石塚 知香子[1]、吉田 正[1]、千葉 敏[1]
[1]東工大先導原研

実験データが豊富ではない長寿命核分裂生成物（LLFP）等の核分裂生成物収率（FPY）を正確に評価することは、原子炉における燃焼計算の高精度化や高速炉などによる LLFP 核変換を考えるうえで非常に重要である。本発表では殻補正を基にした LLFP 核種の質量領域を含めた FPY を評価した結果と、その妥当性の検証結果を発表する。

キーワード：核分裂, 独立収率, 殻補正, LLFP

1. 緒言

LLFP 等長半減期の放射性物質の処理問題を解決するべく、我々は高速炉での LLFP 核変換を提案している[1]。この際、炉心で生成される LLFP をはじめとした核種の FPY は、その変換効率を評価する上で重要な物理量である。これまでは実験値と各種モデルを用いた補完により FPY の評価がなされてきたが、実験データが乏しい領域における FPY の精度は十分とは言えず、この領域を取り扱う上で原子核理論から導かれる知見に基づくことは重要である。我々は、理論的に計算された殻補正$\Delta E_{\mathrm{shell}}$や、それから導き出される重率を基に FPY に対する評価を行った。

2. 手法

今回、断裂点モデル[2]に基づき、液滴ポテンシャルが同重体内の Z 分布における大局的な構造を与え、殻補正エネルギーが微細構造を与えるとして独立収率を計算した。この時、独立収率は以下のような評価式で表される。

$$Y(Z,A) \propto \exp\left[-\frac{E_{\mathrm{LD}}(Z,A)+\Phi(E^{*})\Delta E_{\mathrm{sh}}(Z,A)}{T(Z,A)}\right] \approx Y(A)\frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma(A)}\int_{-0.5}^{0.5}\exp\left[-\frac{\left(Z-Z_{\mathrm{p}}(A)+t\right)^{2}}{2\sigma(A)^{2}}\right]dt \times e^{-\frac{\Delta E_{\mathrm{sh}}(Z,A)}{E_{d}(A)}}$$

ここでZ,Aは核分裂生成物の原子番号、質量数を表し、$V(Z,A)$は断裂点における分裂片のポテンシャルである。$Y(A))$は独立収率の質量数分布であり、England-Rider の評価値が利用できる場合はそれを用いた。最後の因子は殻及び対相関エネルギーによる正規分布からの乖離を表す因子で、ΔE_{sh}として KTUY 質量公式[3]の殻補正エネルギー$\pm 12/A^{1/2}$を用いた。$E_{d}(A)$、$\Delta Z_{\mathrm{p}}(A)=Z_{\mathrm{p}}(A)-Z_{\mathrm{P,UCD}}(A)$、$\sigma(A)$をパラメータとして、EXFOR より抽出した実験値を再現するように決定した。Hauser-Feshbach 理論により、核種毎にアイソマー状態に分かれる割合を見積もった。

以上により得られた独立収率について、累積収率、遅発中性子収率、崩壊熱、及び燃焼計算により PIE から得られた取り出し後の燃料棒における組成データといった実験値との比較により、その妥当性を検証した。

3. 結論

実験データの豊富な ^{235}U、^{239}Pu に加えて、幅広い核分裂性核種に対して本評価式を適用し、評価に使用した独立収率以外のデータ、つまり累積収率、遅発中性子収率、崩壊熱や燃料棒の組成データとの整合性を通じて得られた独立収率の妥当性や、求めたパラメータの系統性について詳細を当日に述べる。

謝辞：本研究は、原子力システム研究開発事業による平成 30 年度の文部科学省から東工大への委託事業「高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発」の成果です。

参考文献

[1] S.Chiba et al, Scientific Reports **7** (2017) 13961.
[2] P.Fong, PR **102** (1956) 434. B.D.Wilkins, E.P.Steingerg and R.R.Chasman, PRC **14** (1976) 1832.
[3] H. Koura, T. Tachibana, M. Uno and M. Yamada, PTP **113** (2005) 305.

*Kohsuke Tsubakihara[1], Shin Okumura[1] Chikako Ishizuka[1], Tadashi Yoshida[1] and Satoshi Chiba[1]
[1]LANE, Tokyo Institute of Technology

4 次元ランジュバン模型による ^{180}Hg 核分裂

Nuclear fission of ^{180}Hg using 4D-Langevin model

*石塚 知香子[1], ウサング マーク[1], 石井 葉子[1], イヴァニューク フェディエール[1,2], 千葉 敏[1]

[1]東工大科学技術創成研究院先導原研, [2]キエフ原子核研究所

我々の研究グループが開発した形状4次元ランジュバン模型はアクチナイド核分裂の性質を良く記述する。本講演では我々の模型を用いて、ウラン近傍の中性子過剰核とは異なる核分裂様式を持つ鉛領域の陽子過剰な核分裂における実験値再現性を検証する。特に（１）統計模型に基づく多重チャンスの効果、および（２）殻効果の温度依存性についての我々の新たな知見が核分裂に与える効果に着目し、先行研究との違いを述べる。

キーワード：核データ, 核分裂

1. 緒言

中性子過剰なウラン近傍の低エネルギー核分裂では、閉殻構造を持つ原子核によって非対称質量収率分布がもたらされていたが、安定な水銀から 20 個程度中性子が欠損した ^{180}Hg では中性子欠損核の低エネルギー核分裂では核分裂片の閉殻構造に支配されずに非対称核分裂することが実験的に知られている。これまでに我々のグループでは二つの核分裂片の形状を独立に扱う形状 4 次元ランジュバン模型を開発し[1]、この模型がウランや超ウラン領域の核分裂の性質をよく記述できることを確認してきた[2]。そこで本講演では、ウラン近傍の核分裂とは異なる核分裂様式を持つ ^{180}Hg の実験値再現性を、形状 4 次元ランジュバン模型を用いて検証する。

2. 理論

複合核の形状を記述するために、「1.複合核の伸び、2.複合核の右半分の変形度、3.左半分の変形度、4.左右の質量非対称度」の 4 変数で複合核の形状を現し、その時間発展を追う 4 次元ランジュバン模型で ^{180}Hg 核分裂の独立収率を様々な励起状態に対して計算する。輸送係数は巨視的なものを用い、ポテンシャル曲面は二中心殻模型の原子核形状を再現するウッズサクソンポテンシャルから求める。ランジュバン模型で用いる殻補正では殻効果および対効果の温度依存性を考慮している。またマルチチャンス核分裂の確率は Hauser-Feshbach model から求める。

3. 結論

本講演では実験値の存在する 4 つの励起エネルギーEx=33.4, 39.8 27.8, 65.5MeV に対して核分裂片の質量数分布および全運動エネルギーを求めた。その結果、アクチナイドだけでなく鉛領域の陽子過剰核の核分裂についても、励起エネルギーの上昇に伴う核分裂片の質量収率のピーク構造および全運動エネルギーの変化を、我々の 4 次元ランジュバン模型が良く説明できることがわかった。

本研究は JSPS 科研費 JP18K03642 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] C. Ishizuka, M. D. Usang, F. A. Ivanyuk, J. A. Maruhn, K. Nishio, and S. Chiba, Phys. Rev. C **96**, 064616 (2017).

[2] M.D. Usang, F. A. Ivanyuk, C. Ishizuka, and S. Chiba, to be submitted.

[3] F. A. Ivanyuk, C. Ishizuka M. D. Usang and S. Chiba, Phys. Rev. C **97**, 054331 (2018).

[4] S. Okumura, Journal of Nuclear Science and Technology (2018) in press. https://doi.org/10.1080/00223131.2018.1467288

---

*Chikako Ishizuka[1], Mark Dennis Usang[1], Yoko Ishii[1], Fedir A. Ivanyuk[1,2], Satoshi Chiba[1]

[1]LANE, IIR, Tokyo Tech, [2]Institute for Nuclear Research Kiev

微視的模型による核分裂片の荷電偏極の計算

Microscopic theoretical calculations for the charge polarization of fission fragments

*江幡 修一郎[1], 石塚 知香子[1], 奥村 森[1], 千葉 敏[1]

[1]東工大

核分裂片の荷電分布は遅発中性子の収率やr過程元素合成に大きな影響を与える。よく研究されている^{236}U（^{235}U+n）だけでなく、幅広い核分裂性核種における荷電分布の予測は非常に重要な核データとなる。そこで我々は微視的理論模型(3次元座標表示Skyrme Hartree-Fock＋BCS模型)を用いて、核分裂片の質量数毎に平均電荷を計算し不変荷電分布仮定とのズレを求めることにより荷電偏極を評価する手法を提案する。

キーワード：核データ、核分裂、荷電偏極、微視的理論計算、平均場模型

1. 緒言

核分裂片が持つ荷電分布は遅発中性子収率や、宇宙で生起するr過程元素合成の分布を評価するうえで非常に重要である。荷電分布を与える一つの基準として不変荷電分布 (Unchanged Charge Distribution; UCD)の仮定がある。UCD仮定では分裂片の各質量数における荷電分布の中心値を、核分裂核種のZ/N比で決める。しかし、実験で得られる累積収率を再現する一次収率の荷電分布の中心値はUCD仮定から僅かにずれる事が知られている。このズレを荷電偏極と呼ぶ。我々は、これまで半古典的な対称エネルギーとクーロンエネルギーの考察から荷電偏極を調べてきた[1]。理想的には核力とクーロン力のバランスから分裂片の荷電分布を自己無憧着に求めることが望ましい。そこで我々は実験値の少ない周辺核種への適用も研究対象に見据え、より一般的な方法で荷電偏極を予測する方法を提案する。

2. 計算手法

我々は統一的に原子核の変形を取り扱う手法として3次元座標空間表示 Skyrme Hartree-Fock+BCS 理論模型を採用し、核変形に伴う自己無撞着なポテンシャル面を導出するために拘束条件を課した計算を行った[2]。3次元座標空間表示を採る事で非対称な質量分布を含む任意の変形が表現可能で、微視的理論で使われるSkyrme有効相互作用を用いるので予言能力のある模型となっている。またBCS模型を採用する事で対相関も自己無撞着に決定される。本研究では原子核の伸長を表す四重極変形度(Q_{20})と非対称性を表す八重極変形度(Q_{30})を拘束条件として採用している。

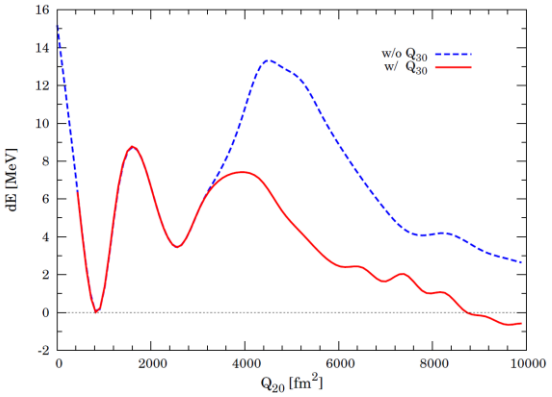


図1 Q_{20}を横軸にしたポテンシャル

3. 結果

図1は横軸をQ_{20}とした^{236}Uのポテンシャルを表しており、破線(青)と実線(赤)は分裂片の質量非対称性を考慮しない場合とする場合を示す。非対称性の自由度を含むと第二障壁が明らかに低くなることが分かる。図2はQ_{20}とQ_{30}を考慮した三次元のポテンシャル面を表す。本講演では核分裂が生じるほど原子核を伸長させ、分裂した核の中性子数と陽子数を調べ、微視的理論で予想される荷電分布とUCD仮定との差を議論する。

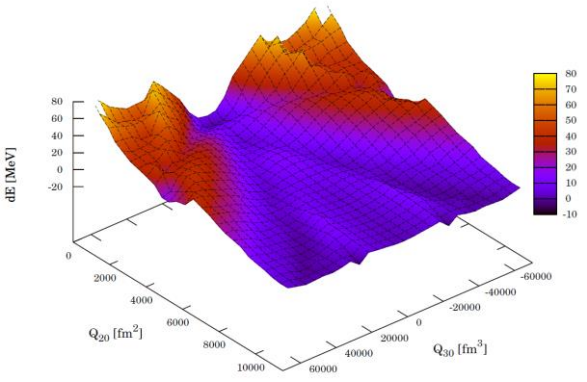


図2 Q_{20}-Q_{30}を軸にした3次元ポテンシャル面

参考文献

[1] C. Ishizuka, H. Jojima, M. D. Usang, S. Chiba and N. Carjan, Energy Procedia **131** (2017) 285.

[2] S. Ebata and T. Nakatsukasa, Physica Scripta **92** (2017) 064005.

*Shuichiro Ebata[1], Chikako Ishizuka[1], Shin Okumura[1], and Chiba Satoshi[1]

[1]Tokyo Institute of Technology.

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

Thu. Sep 6, 2018 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room B A21 -A Building

[2B14-17] Fission Reaction 2

Chair:Takashi Nakatsukasa(Univ. of Tsukuba)

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

[2B14] Fission Barrier Heights of Actinide Nuclei Obtained in Multi-Nucleon Transfer Reactions of $^{18}O + ^{237}Np$

*kun ratha kean[1], Katsuhisa Nishio[2], Kentaro Hirose[2], Riccado Orlandi[2], Kazuaki Tsukada[2], Hiroyuki Markii[2], Mark Vermeulen[2], Yorikata Iwata[1], Andrey Andreev[3], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Institute of Technology, 2. JAEA, 3. University of York, UK)

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

[2B15] Study of multi-nucleon transfer reaction using by Anti symmetrized Molecular Dynamics

*Yoko Ishii[1], Chikako Ishizuka[1], Akira Ono[2], Satoshi Chiba[1] (1. LANE, Toko Tech, 2. Tohoku Univ.)

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

[2B16] Introduction of TAGS Data into FP Summation Calculations and the Role of the Gross Theory

*Tadashi Yoshida[1], Takahiro Tachibana[2], Shin Okumura[1], Satoshi Chiba[1] (1. Tokyo Tech., 2. Waseda Univ.)

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

[2B17] Incident neutron energy dependence of delayed neutron yields using the latest decay data

*Futoshi Minato Minato[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

Fission Barrier Heights of Actinide Nuclei Obtained in Multi-Nucleon Transfer Reactions of $^{18}O + ^{237}Np$

*Kun Ratha Kean[1], Katsuhisa Nishio[2], Kentaro Hirose[2], Mark Vermeulen[2], Hiroyuki Makii[2], Riccardo Orlandi[2], Kazuaki Tsukada[2], Yoritaka Iwata[1], Satoshi Chiba[1],
[1] Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

The validity of multi-nucleon transfer reaction approach for the measurements of fission barrier heights, using heavy ion beam $^{18}O$with ^{237}Np target, was investigated in JAEA tandem accelerator facility. In this study, fission barrier heights were obtained for $^{237-239}Np$ and $^{239,240}Pu$ isotopes, and these results are compared with the RIPL2 experimental data and with theoretical predictions of the recent FRLDM, Hartree-Fock-BCS. The systematic fission barrier heights and fission probability will be the subject of future study.

Keywords: multi-nucleon transfer reaction, fission barrier height

Fission cross section is very important in many domains, such as nuclear physics, nuclear astrophysics and applications in nuclear technology. Fission barrier height is an essential input information to evaluate the fission cross section. Experimental determination of fission cross sections or barrier heights for short-lived nuclei by neutron-induced fission approach is practically impossible due to the lack of available target material. Instead multi-nucleon transfer reactions have been applied to determine fission barrier. In other laboratories, light ion beams, for instance $^{3,4}He$, have been used for these purposes. However, we used more heavier ions, ^{18}O, because we can study more wider range of isotopes in a single experiment compared to lighter ions [1]. In this work, we investigate the validity of multi-nucleon transfer reaction approach for measuring fission barrier heights by using ^{18}O. The experiment was carried out using a 162.-MeV ^{18}O beam (0.5pnA) from the JAEA tandem accelerator. The beam bombarded the ^{237}Np target having thickness of 80μg/cm^2. The ejectile nuclides were identified by a ΔE-E silicon telescope. Therefore, the corresponding compound nuclides can be identified. Fission fragments were detected by two pairs of multi-wire proportional counters (MWPCs). One fission event is determined as a coincidence between a detection of fission fragments by a pair of MWPCs and a detection of an ejectile by the telescope. The results of fission barrier height have been preliminarily obtained for $^{237-239}Np$ and $^{239,240}Pu$ as 5.58 MeV, 6.67 MeV, 5.71 MeV, 6.45 MeV, 7.42 MeV, respectively. These data are compared with literature data from RIPL2 [2], Hartree_Fock_BCS [3] calculations, the recent FRLDM [4]. Our measured data agree with those rom RIPL2 within ~4% for $^{238,239}Np$ and ^{239}Pu, ~11% for ^{237}Np, ~22% for ^{240}Pu. The FRLDM estimates lower than our measurements. Hartree-Fock-BCS estimates much larger barrier height than our data. The conclusion will be discussed later. The systematic fission barrier heights and fission probability will be the subject of future study by using this method.

The work is partially supported by the Comprehensive study of delayed-neutron yields for accurate evaluation of kinetics of high burn-up reactors, by the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan (MEXT) and by MEXT scholarship program for Cambodian students.

References

[1] R. Lèguillon et al., Phys. Lett. B, **761**, 15 (2016).

[2] T. Belgya et al., Handbook for calculations of nuclear reaction data, RIPL-2. IAEA-TECDOC-1506 (IAEA, Vienna, 2006)

[3] P.-G. Reinhard at al., PHYSICAL REVIEW C, VOLUME 60, 014316, [4] Peter Mller at al., PHYSICAL REVIEW C91, 024310 (2015)

反対称化分子動力学による重元素領域における多核子移行反応機構の研究

Study of multi-nucleon transfer reaction using by Anti symmetrized Molecular Dynamics

*石井 葉子[1]，石塚 知香子[1]，小野 章[2]，千葉 敏[1]
[1]東工大　先導原研，[2]東北大学

反対称化分子動力学 AMD を用いて入射エネルギー150MeV 程度の ^{237}Np＋^{18}O と ^{254}Es＋^{18}O 系の多核子移行反応における放出粒子及び残留核の励起エネルギー分布，角運動量分布，マルチチャンス核分裂の確率などを調べた。

キーワード：核分裂，核データ，多核子移行反応，角運動量分布，マルチチャンス核分裂

1. 緒言

ウラン近傍の重元素領域の核分裂収率を実験的に調べるために多核子移行反応が利用されている[1]。測定される放出粒子の情報から残留核の核種とエネルギーを決定するために 1. すべて二体反応である，2. 放出粒子は基底状態にある，3. 残留核に角運動量は持ち込まれない，4. マルチチャンス核分裂の確率は GEF の計算結果に従う，という仮定を置くことで簡便な解析が可能となる。これらの仮定の妥当性を検証するために，反対称化分子動力学 AMD を用いて入射エネルギー162MeV の ^{237}Np＋^{18}O と入射エネルギー150 MeV の ^{254}Es＋^{18}O 多核子移行反応を計算し，放出粒子と残留核の励起エネルギー分布，生成される複合核のスピン分布，及びマルチチャンス核分裂の確率などの解析を行った。

2. 手法

AMD[2]は確率過程である二核子衝突を取り入れることで各物理量の分布など確率的な結果を計算することができ，これまでは計算時間の点から適用されてこなかったウランのような重い核の衝突計算への利用が期待されている。本実験では，JAEA の多核子移行反応[1]の結果を AMD で解析するために実験のセットアップにあわせて放出粒子の放出角度を 17~31.0° に限定した。^{18}O，^{17}O，^{17}N，^{16}N，^{15}N，^{14}C が放出された反応について解析を行った。

3. 結論

AMD 計算によって 1.～4.の仮定について次のような結果が得られた。1. 測定角度範囲では直接反応としてはほぼ二体反応である，2. 放出粒子は 7.3 ~ 13.0 MeV 程度の平均励起エネルギーを持つ，3. 残留核は 9.5 ~ 39.3ħ程度の平均角運動量を持つ，4. GEF で計算したマルチチャンス核分裂の確率は信頼性のある Hauser-Feshbach 理論での結果と異なる。図は残留核の励起エネルギーの関数としての残留核の平均角運動量であるが，高励起状態では大きな角運動量が与えられることが分かった。

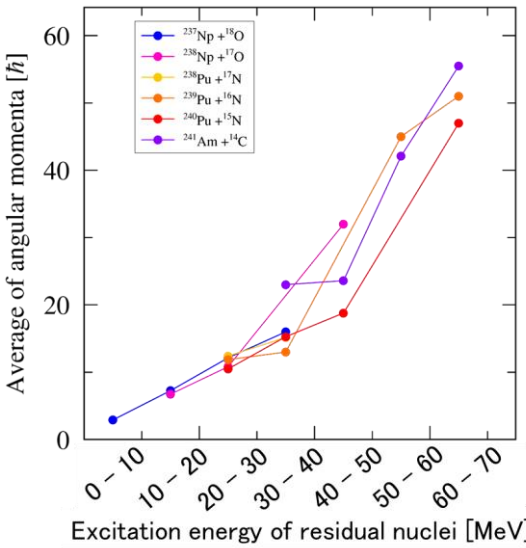


図　残留核の励起エネルギーの関数としての残留核に与えられた平均角運動量

参考文献

[1] K. Hirose et al., Physical Review Letters 119, 222501 (2017)

[2] A. Ono et al., Progress of Theoretical Physics 87, 1185-1206 (1992)

*Yoko Ishii[1], Chikako Ishizuka[1], Akira Ono[2] and Satoshi Chiba[1]

[1]LANE, Tokyo Tech, [2]Tohoku Univ.

FP 総和計算への全ガンマ線吸収分光データの導入と大局的理論の役割

Introduction of TAGS Data into FP Summation Calculations and the Role of the Gross Theory

*吉田 正[1]，橘 孝博[2]，奥村 森[1]，千葉 敏[1]
[1]東工大，[2]早大

核分裂生成核の集団挙動総和計算には全ガンマ線吸収分光（TAGS）データが不可欠であり、データは着実に増加しつつある。一方、TAGS データの十全な利用には理論計算が重要な役割をはたす。

キーワード：TAGS、 崩壊熱、 原子炉ニュートリノ、遅発中性子、遅発ガンマ線、大局的理論、総和計算

1. 緒言

既存のベータ崩壊データに潜む本質的欠陥である Pandemonium 問題を克服する最も有力な手段とされる全ガンマ線吸収分光（TAGS）に関する国際協力は、OECD/NEA 核データ評価国際協力ワーキングパーティーの活動[1]として 2005 年に始まった。その後 IAEA の諮問者会合として継続し今年 4 回目を迎えた[2]。

2. TAGS 測定とその活用

2-1. TAGS データの蓄積

IAEA 諮問者会合の枠組みで測定核種の選定、調整を行いつつ、原子炉崩壊熱、遅発中性子、原子炉ニュートリノの総和計算で最重要となる核種を軸に Valencia 大 /Nantes 大グループ、米国 ORNL から新データが公開されてきた。最新文献としてそれぞれ [3]、[4]を挙げておく。データは現在も拡充されつつある。

2-2. TAGS データの限界と活用法

TAGSにも弱点があり、娘核の励起レベルから複数のγ崩壊モードがあってもその分岐比は分からない。またエネルギー分解能はGe 検出器に比べて格段に悪い(図１左)。これらは崩壊熱、原子炉ニュートリノ総和計算の支障はとならないが、遅発中性子や遅発ガンマ線スペクトル計算等々へのTAGSデータの十全な活用には、これまで半世紀にわたって蓄積されてきた高精度ガンマ線データとの統合が必須である。理論計算の活用を含め課題を整理・提言する。

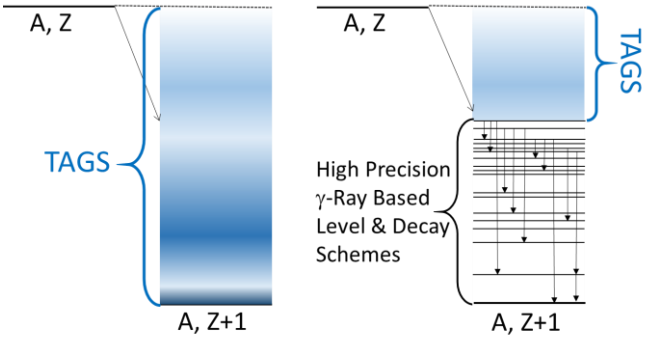


図１　娘核励起エネルギーの連続関数として与えられる TAGS データ（左）と従来の高精度γ線データの統合（右）

3. 結論

高精度ガンマ線データと TAGS データは互いに相補的であり、両者の統合は不可欠である。それには多大の努力を要するが、ベータ崩壊の大局的理論、Hauser-Feshbach 理論等の理論が両者の結節点となる。

本研究は、原子力システム研究開発事業による平成 30 年度の文部科学省から東工大への委託事業「高速炉を活用した LLFP 核変換システムの研究開発」の成果である。

参考文献

[1] Yoshida T., Nichols A.L., OECD/NEA, Nuclear Science, NEA/WPEC-25, ISBN978-92-99034-0 (2007)

[2] Dimitriou P., Nichols A.L., February 2018, Vienna, IAEA/INDC-report, in preparation

[3] Valencia E. *et al., Phys. Rev.*, C **95**, 024320 (2017)　　[4] Fijalkowska A. *et al., Phys. Rev. Lett.*, **119**, 052503 (2017)

---

*Tadashi Yoshida[1], Takahiro Tachibana[2], Shin Okumura[1] and Satoshi Chiba[1]　　([1]Tokyo Tech, [2]Waseda Univ.)

最新の評価済崩壊データを用いた遅発中性子収率の入射中性子エネルギー依存性

Incident neutron energy dependence of delayed neutron yields using the latest decay data

*湊　太志[1]

[1]原子力機構

遅発中性子収率の入射中性子エネルギー依存性を、最新の崩壊データと核分裂収率の総和計算から求めた。核分裂収率のエネルギー依存性を考慮することで、ウランとプルトニウムにおける中性子エネルギー0-20 MeV の範囲の遅発中性子収率を再現することができた。

キーワード：遅発中性子，崩壊データ，JENDL，崩壊熱，中性子核反応，核分裂。

1. 緒言

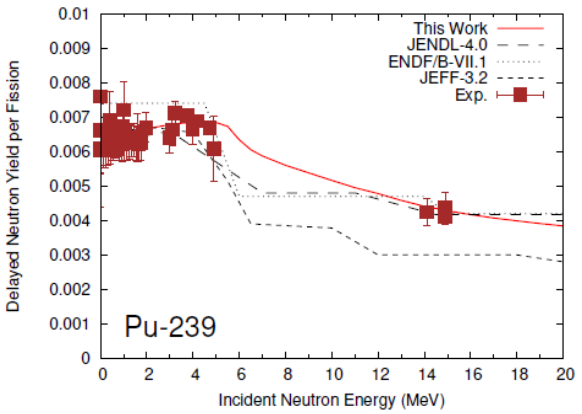
遅発中性子は、原子炉の安定した運転に重要な物理量である。加えて、元素合成や非破壊分析など、他分野でも注目を浴びている。しかし、遅発中性子収率の入射中性子エネルギー依存性の理解は、あまり進んでいない。JENDL 核データライブラリにおいても、遅発中性子収率のエネルギー依存性は長く更新されていないため、改めて評価する必要がある。

2. 計算方法

遅発中性子収率計算のために、核分裂片の崩壊データと収率データによる総和計算法を採用し、後者のエネルギー依存性は現象論的手法を用いた。本研究では、測定データを基に、Most Probable Charge と偶奇効果の入射中性子エネルギー依存性のパラメータを決定した。計算手法は、文献[1]と同じであるが、崩壊データとして、IAEA の遅発中性子 CRP で新しく決められた半減期と遅発中性子分岐比の評価値[2]を用いて計算を行った。

3. 結果

本研究では、ウランとプルトニウムの遅発中性子収率の入射中性子エネルギー依存性について調べた。Pu-239 で得られた結果を右図に示す。遅発中性子のエネルギー依存性は、実験データを忠実に再現することができている。同じ結果は、他の核種でも得られた。また、崩壊熱と遅発中性子の時間依存性もよく再現できることを講演で発表する。



図：Pu-239 の遅発中性子収率の入射中性子エネルギー依存性

4. 結論

得られた成果は、遅発中性子の入射中性子エネルギー依存性を理論的に導出できることを示したものである。この知見を基に、次期 JENDL 収率データの評価を多角的に実施し、信頼ある評価値を提供できることが期待される。

参考文献

[1] F. Minato, J. Nucl. Sci. Technol., “Neutron energy dependence of delayed neutron yields and its assessments,” Online available (2018)

[2] IAEA CRP on a Reference Database for Beta-Delayed Neutron Emission, to be submitted to Nucl. Data Sheets

*Futoshi Minato[1],

[1]Japan Atomic Energy Agency.

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

Thu. Sep 6, 2018 4:55 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room B A21 -A Building

[2B18-21] LLFP, Nuclear Resonance Fluorescence

Chair:Tokio FUkahori(JAEA)

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

[2B18] Reaction data obtained by slow-down LLFP beams

*Masanori Dozono[1], Nobuaki Imai[1], Shin'ichiro Michimasa[1], Susumu Shimoura[1], Shinsuke Ota[1], Toshiyuki Sumikama[2], Nobuyuki Chiga[2], Hideaki Otsu[2], Kotaro Iribe[3], ImPACT-RIBF collaboration (1. Center for Nuclear Study, the University of Tokyo, 2. RIKEN Nishina Center, 3. Department of Physics, Kyushu University)

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

[2B19] Nuclear structure of LLFP studied with a microscopic collective model

*Takashi Nakatsukasa[1], Kouhei Washiyama[1] (1. University of Tsukuba)

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

[2B20] Theoretical model analysis of deuteron-induced spallation reactions on long-lived fission products

*Shinsuke Nakayama[1], Naoya Furutachi[1], Osamu Iwamoto[1], Yukinobu Watanabe[2] (1. JAEA, 2. Kyushu Univ.)

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

[2B21] Nuclear resonance fluorescence measurement of Al-27 using polarized gamma-rays

*Toshiyuki Shizuma[1,2], Mohamed Omer[2], Ryoichi Hajima[1,2], Mitsuo Koizumi[2] (1. QST, 2. JAEA)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

低速 RI ビームを用いた LLFP 核の核反応データ測定

Reaction data obtained by slow-down LLFP beams

*堂園　昌伯[1]，今井 伸明[1]，道正　新一郎[1]，下浦　享[1]，大田　晋輔[1]，
炭竈　聡之[2]，千賀　信幸[2]，大津　秀暁[2]，入部　弘太郎[3]，他 ImPACT-RIBF collaboration
[1]東大 CNS，[2]理研仁科センター，[3]九大院理

理化学研究所 RI ビームファクトリーにて、長寿命核分裂生成物 ^{107}Pd, ^{93}Zr, ^{79}Se の核変換反応測定を行なった。新しく開発した OEDO ビームラインを用いて低速の LLFP ビーム(核子あたり 20～30 MeV)を生成し、これを測定に用いた。測定した反応は、(1) ^{107}Pd, ^{93}Zr 核の陽子及び重陽子誘起反応、(2) ^{79}Se の中性子誘起反応の代用としての(d,p)反応、である。本講演では、実験の詳細と測定結果について報告する。

キーワード：ImPACT プログラム, 核変換, 長寿命核分裂生成物, OEDO ビームライン, 断面積測定

我々は、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)を短寿命化・安定化するための核変換技術の確立を目指し、その基礎となる核反応データの取得を行っている。理化学研究所 RI ビームファクトリー(RIBF)では、LLFP 核を核子あたり約数百 MeV のビームとして生成することができる。さらに、我々が開発した RI ビーム減速・収束装置「OEDO」の導入により、核子あたり約数十 MeV の低速 LLFP ビームも生成できるようになった[1]。本講演では OEDO を用いて得られた、(1) ^{107}Pd, ^{93}Zr 核の陽子及び重陽子誘起反応、(2) ^{79}Se の中性子誘起反応の代用としての(d,p)反応、の測定結果を報告する。

実験の詳細および予備的結果の一部は、[1, 2]にて報告されている。例として、^{107}Pd の陽子誘起反応測定の予備的結果について TALYS 計算との比較を図 1 に示す。得られた実験値(^{105,106}Ag および ^{106}Pd の生成断面積)は、TALYS でよく再現されている。断面積が小さいと予想されるその他の核種についても、現在、詳細な解析を進めており、実験値を確定する予定である。本講演では、最終的な結果を報告する。

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。

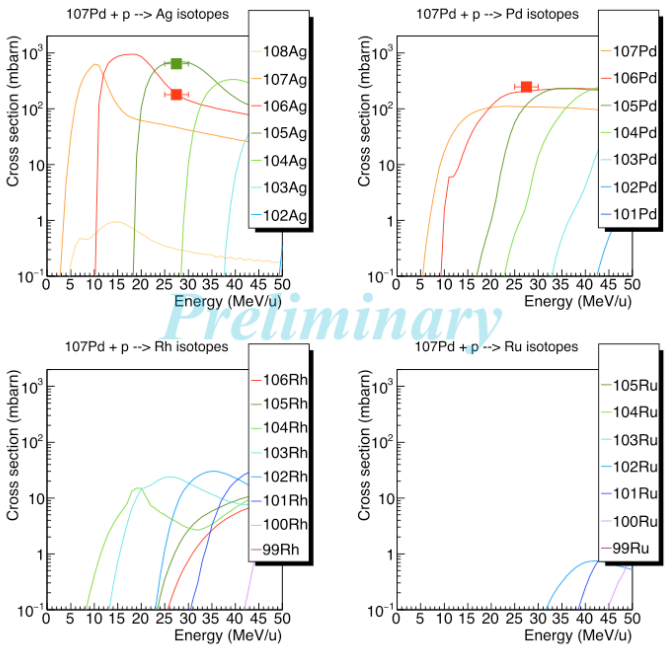


図 1：^{107}Pd + p 反応による反応生成物の断面積

参考文献

[1] 道正新一郎、「低速 RI ビームを用いた LLFP 核の核反応断面積測定」、原子力学会 2018 年春の年会 2G14

[2] 堂園昌伯、「低速 RI ビームを用いた ^{107}Pd, ^{93}Zr の陽子及び重陽子誘起反応測定」、原子力学会 2018 年春の年会 2G15

*Masanori Dozono[1], Nobuaki Imai[1], Shin'ichiro Michimasa[1], Susumu Shimoura[1], Shinsuke Ota[1], Toshiyuki Sumikama[2], Nobuyuki Chiga[2], Hideaki Otsu[2], Kotaro Iribe[3] and ImPACT-RIBF collaboration

[1]Center for Nuclear Study, the University of Tokyo, [2]RIKEN Nishina Center, [3]Department of Physics, Kyushu University

微視的集団模型による LLFP の核構造研究

Nuclear structure of LLFP studied with a microscopic collective model

*中務 孝[1]，鷲山公平[1]

[1]筑波大学

現在 ImPACT 藤田プログラムで進められている LLFP 安定核種化・短寿命化研究の基礎として、これら LLFP とその周辺核の構造を理解することは重要である。また、長寿命という特徴は、核構造の特異な性質に由来していると考えられ、実験データやこれまでの理論計算に基づいて、これらの多くは原子核の形が大きく揺らいだ状態にあると予想される。そこで、形の量子揺らぎを取り入れるため集団模型を採用し、原子核密度汎関数理論に基づいて模型パラメータを微視的に計算する。

キーワード：ImPACT, 密度汎関数理論, ５次元集団模型

1. 目的

原子核密度汎関数理論を用いた系統的計算[1]から、LLFP 核種の特徴の一つとして、原子核形状が非常に不安定な領域、すなわち球形と変形の境目に多く存在することがわかった。このような核種では、その核構造を精密に計算するためには、核形状の量子揺らぎ効果を取り入れることが重要である。これまでに、核構造の微視的情報を利用した核反応模型の構築を行って来たが[2,3]、これらをさらに発展させた新しい核構造理論模型の開発を進めている。

2. 方法および結果

原子核密度汎関数理論では、広い質量領域の原子核を普遍的エネルギー密度汎関数によって記述することが可能であり、実験データの希少な原子核構造・核反応の計算に用いられている。本研究では、５次元集団模型を微視的に構築するため、この密度汎関数理論に基づいたポテンシャルエネルギー、集団慣性質量の計算を実施した。特に、３次元座標空間ハートレー・フォック・ボゴリューボフ法に基づく線形応答計算コードを開発し、集団慣性質量の高精度計算を実行している[4]。集団質量としては、様々な公式[5]が知られているが、その多くは重心並進運動の全質量を再現しないなど、問題が指摘されており、我々が進めている計算では、この問題が解決されており、より信頼度が高いと考えられる。この結果、LLFP 周辺の偶々核の構造に関して、核形状の量子揺らぎが果たす役割について多くの知見を得ることができた。今回はこの成果について報告する。

3. 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. Ebata and T. Nakatsukasa, Phys. Scr. 92, 064005 (2017).

[2] K. Minomo, K. Washiyama, and K. Ogata, J. Nucl. Sci. Tech., 54, 127 (2017).

[3] K. Minomo, K. Washiyama, and K. Ogata, Preprint: arXiv:1712.10121.

[4] K. Washiyama and T. Nakatsukasa, Phys. Rev. C 96, 041304 (2017)

[5] P. Ring and P. Schuck, Nuclear Many-Body Problem, Springer-Verlag, New York (1980).

---

*Takashi Nakatsukasa[1], Kohei Washiyama[1]

[1]Univ. of Tsukuba

長寿命核分裂生成物に対する重陽子入射核破砕反応の理論モデル解析

Theoretical model analysis of deuteron-induced spallation reactions on long-lived fission products

*中山 梓介[1]，古立 直也[1]，岩本 修[1]，渡辺 幸信[2]
[1]原子力機構，[2]九州大学

重陽子入射断面積計算コードDEURACSを用いて長寿命核分裂生成物に対する重陽子入射核破砕反応の理論モデル解析を行った。実測値や他の計算手法との比較により、重陽子入射核破砕反応に対するDEURACSの適用性や本反応における分解過程の役割について議論する。

キーワード：重陽子，核データ，理論モデル解析，核破砕反応，長寿命核分裂生成物

1. 緒言

ImPACTプロジェクトでは、長寿命核分裂生成物（LLFP）の核変換システムにおける入射ビームとして重陽子が第一候補に挙げられており、LLFP等に対する重陽子核データの高精度化が求められている。しかし、CCONEやTALYS等の核データ評価用計算コードは主に核子入射を想定しており、重陽子入射反応の予測精度は必ずしも高くない。そこで、これまでに開発してきた重陽子入射断面積計算コードDEURACS[1]をLLFPに対する重陽子入射核破砕反応に適用し、その予測精度の検証を行った。

2. 計算手法

DEURACSを用いて重陽子による核破砕反応からの核種生成断面積を計算した。本コードではCDCC法およびGlauber模型から計算した分解過程成分を統計模型コードCCONEに引き渡すことで、弾性・非弾性分解反応による重陽子吸収反応断面積の減少、ならびに非弾性分解反応による中性子および陽子吸収からの複合核生成を考慮することができる。なお、CCONE内の核反応模型パラメータ（前平衡パラメータ等）には陽子入射核破砕反応を対象とした過去の研究で最適化されたものを使用した。

3. 結果・考察

計算結果の一例として、図1にLLFPである^{107}Pd（Z=46）に200MeVの重陽子を入射した際のRh（Z=45）同位体の生成断面積を示す。図の通り、DEURACSは実験値[2]の傾向を良く再現する一方、TENDL-2017は質量数の小さな同位体の生成断面積を大幅に過大評価している。これは、TENDLで使用しているKalbachの経験式[3]が分解過程成分を過小評価している結果、大きなエネルギーを複合核に持ち込みやすい重陽子吸収成分を過大評価していることを示唆するものである。当日の発表では、Rh同位体以外の生成断面積や断面積の入射エネルギー依存性等の比較も行い、高エネルギー重陽子による核破砕反応における分解過程の役割やその取り扱いの重要性についても議論する。

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。

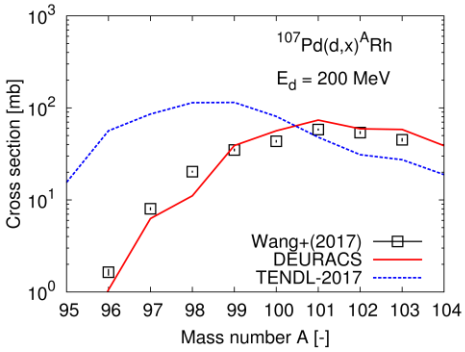


図 1 ^{107}Pd(*d*,*x*)^{A}Rh 生成断面積（A は質量数）

参考文献

[1] S. Nakayama et al., Phys. Rev. C **94**, 014618 (2016).
[2] H. Wang et al., Prog. Theor. Exp. Phys. **2017**, 021D01 (2017).
[3] C. Kalbach, Phys. Rev. C **95**, 014606 (2017).

*Shinsuke Nakayama[1], Naoya Furutachi[1], Osamu Iwamoto[1] and Yukinobu Watanabe[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyushu University

直線偏光ガンマ線を用いた Al-27 の核共鳴蛍光散乱実験

Nuclear resonance fluorescence measurement of Al-27 using polarized gamma-rays

*静間　俊行[1,2]，M. Omer[2]，羽島　良一[1,2]，小泉　光生[2]

[1]量研，[2]原子力機構

Al-27 は、核共鳴蛍光散乱を用いた核物質の非破壊分析において、散乱強度を求める際の基準として用いるため、励起準位の共鳴幅やスピン・パリティなどの詳細な情報が必要である。本講演では、直線偏光レーザーコンプトンガンマ線ビームを用いて行った Al-27 の核共鳴蛍光散乱実験の結果について報告する。

キーワード：核共鳴蛍光散乱、レーザーコンプトンガンマ線、スピン・パリティ、共鳴幅

1. 緒言

Al-27 には、励起エネルギー3.004MeV に共鳴準位が存在する。これまでの実験結果から、この準位のスピン・パリティは、$7/2^+$、または、$9/2^+$と考えられている。本研究では、この準位のスピン・パリティ、及び、共鳴幅を明らかにするため、直線偏光をしたレーザーコンプトンガンマ線を用いた Al-27 の核共鳴蛍光散乱実験を行った。

2. 核共鳴蛍光散乱実験

核共鳴蛍光散乱実験は、米国デューク大学の HIγS 施設で行った。中心エネルギー3.0 MeV で、エネルギー半値幅約 4%のレーザーコンプトンガンマ線を、厚さ 25mm、直径 32mm の Al-27 ターゲットに照射した。Al ターゲットから放出される共鳴散乱ガンマ線を、散乱角θ=90° と 135° に設置した高純度ゲルマニウム検出器 6 台を用いて測定し、入射ガンマ線の偏光面に対する散乱ガンマ線の角度分布を測定した。

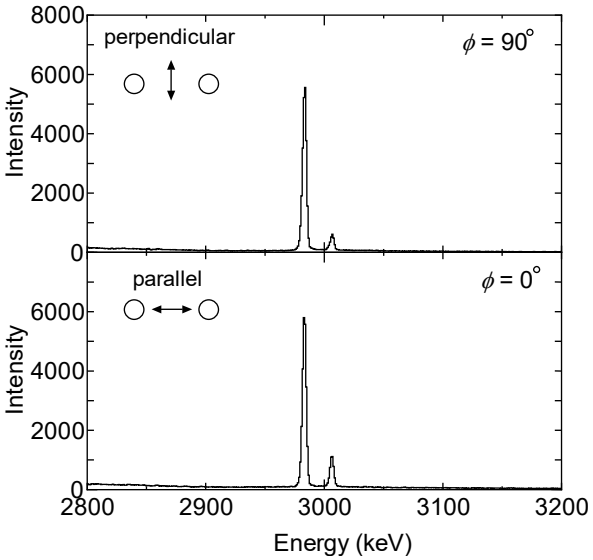


図 1. Al-27 の共鳴散乱ガンマ線のエネルギースペクトル。上（下）図に、入射ガンマ線の偏光面に対して垂直（平行）な方向に放出されたガンマ線スペクトルを示している。

3. 結果

図 1 に、散乱角θ=90° における共鳴散乱ガンマ線のエネルギースペクトルを示しているが、2.928 MeV ガンマ線と 3.004 MeV ガンマ線が観測されている。入射ガンマ線の偏光面に対して平行な方向へ散乱したガンマ線（図 1 下）と垂直な方向へ散乱したガンマ線（図 1 上）の強度比、及び、散乱角θ=90° と 135° におけるガンマ線の強度比から 3.004 MeV 準位のスピン・パリティを $9/2^+$と決定した。また、散乱ガンマ線強度の解析から、共鳴幅が 7.0(9)meV であることがわかった。

本研究は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の一部として実施した。

---

*Toshiyuki Shizuma[1,2], Mohamed Omer[2], Ryoichi Hajima[1,2], and Mitsuo Koizumi[2]

[1]QST, [2]JAEA

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

Thu. Sep 6, 2018 10:00 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 1:00 AM - 1:50 AM UTC | Room C B21 -B Building

[2C01-03] Corrosion

Chair:Katsuhito Takahahsi(NFD)

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

[2C01] Property evaluation of Zircaloy oxide by in-situ AC impedance measurement

*Yoko Ikeda[1], Tomofumi Sakuragi[2], Satoshi Yoshida[3] (1. Nippon Steel & Sumikin Technology Co., Ltd, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. Kobe Steel, Ltd)

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

[2C02] Radiation effects of ADS target window material of SS316L on liquid metal corrosion

*Nariaki Okubo[1], Yuki Fujimura[1], Akane Kitamura[1], Yasuki Okuno[1], Keietsu Kondo[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2C03] Mechanistic study for PWSCC in Alloy 690

Influences of cold work and temperature for deformation in high temperature hydrogen gas

*Takumi Terachi[1], Makie Okamoto[1], Takuyo Yamada[1], Koji Arioka[1] (1. INSS)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

In-situ 交流インピーダンス法によるジルカロイ酸化膜の性状評価

Property evaluation of Zircaloy oxide by in-situ AC impedance measurement

*池田 陽子[1]，桜木 智史[2]，吉田 誠司[3]

[1]日鉄住金テクノロジー株式会社，[2]（公財）原環センター，[3]株式会社神戸製鋼所

炉外腐食試験知見が豊富な高温域と処分環境である低温域をつなぐ中温域（120℃～180℃）で、交流インピーダンス法を用いた in-situ 測定を実施した。その結果、酸化膜が同じ厚みであれば腐食温度が低い方が酸化膜の持つ抵抗成分値が大きくなる傾向が見られた。

キーワード：ジルカロイ、腐食、酸化膜

1. 緒言

地層処分環境下（低温域、30℃～80℃）におけるジルカロイの腐食挙動評価の信頼性を高めることを目的として、高温域（300℃前後）における炉外腐食知見の低温への適応性が検討されており、腐食により形成される酸化膜特性評価が重要となっている。そこで酸化膜性状と酸化膜が形成される腐食温度の関係を調査することを目的として、高温域の腐食知見と低温域をつなぐ温度領域（120℃～180℃）でジルカロイ 4 に酸化膜を形成させ、交流インピーダンス法を用いて in-situ 測定した。得られたインピーダンススペクトルから酸化膜性状を比較評価した結果を報告する。

2. 実験

(1) 試料：ジルカロイ 4 試作材　L40×W30×T1.0（mm）

(2) 酸化膜形成：試料を 120℃，150℃，180℃の脱気した純水中に浸漬し、表面に厚み 10nm 及び 30nm の酸化膜を形成させた。この際、腐食量 15mg/dm^2=酸化膜 1μm[1]として酸化膜厚みを算出した。

(3) 交流インピーダンス測定：(2)で作製した酸化膜形成試料を供試材として、酸化膜が形成した腐食温度の溶液中における腐食反応を交流インピーダンス法を用いて in-situ 測定した。

3. 結果

交流インピーダンス測定の結果得られたインピーダンススペクトル（ナイキスト線図）を図 1 に示す。酸化膜厚みが同じものについてインピーダンススペクトルと腐食温度の関係を比較すると、腐食温度が低い方が腐食反応における抵抗値が大きい傾向が見られた。この結果から、低温ほどジルカロイ酸化膜の密度が高い可能性が示唆された。

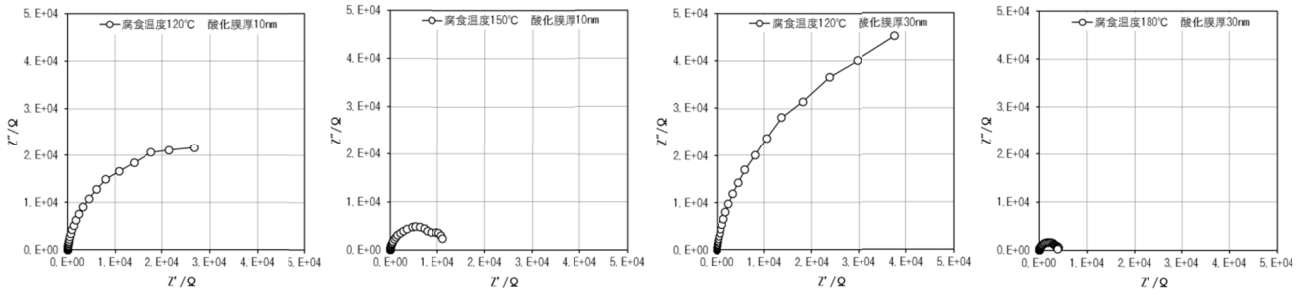


図 1　交流インピーダンス測定で得られたインピーダンススペクトル

※本発表は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「平成 29 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発）」の成果の一部である。

参考文献

[1] D. D. Lanning, A. B. Johnson, D. J. Trimble and S. M. Boyd, ASTM STP 1032 (1989) 3-19

*Yoko Ikeda[1], Tomofumi Sakuragi[2], Satoshi Yoshida[3]

[1]Nippon Steel & Sumikin Technology Co., Ltd, [2]Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [3] Kobe Steel, Ltd.

ADS ターゲットビーム窓材（SS316L）の液体金属中腐食に及ぼす照射の影響

Radiation effects of ADS target window materials on liquid metal corrosion

*大久保 成彰，藤村由希，喜多村　茜，奥野　泰希，近藤　啓悦
日本原子力研究開発機構

本研究では、ADS 候補材である SS316L 鋼に対して、イオン照射後に鉛ビスマス中浸漬試験を行い、液体金属中材料腐食に及ぼす照射の影響を評価した。断面 SEM 観察及び EDS 分析の結果、照射により鋼材表面からの成分の溶出が促進されることが明らかになった。

キーワード：加速器駆動未臨界システム、ADS、液体金属中腐食、イオン照射、SS316L 鋼

1. 緒言

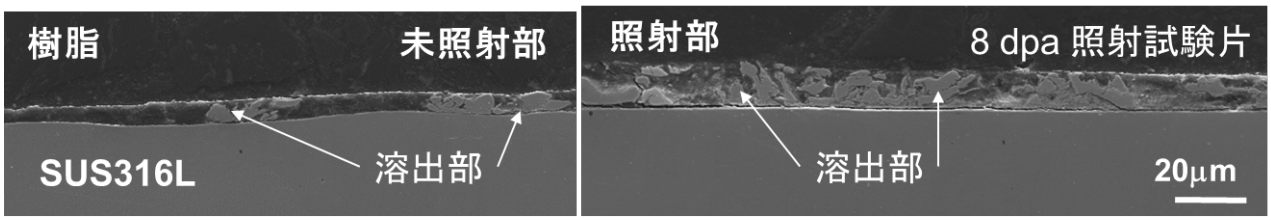
現在 JAEA にて研究開発を進めている、加速器駆動未臨界システム（ADS）では、核破砕中性子源及び未臨界炉心冷却材として、鉛ビスマス液体金属を用いる。鉛ビスマスは化学的に安定であるが、溶存酸素濃度によっては、鉄鋼材料表面に腐食等を引き起こす。加速器側の真空と炉心部を隔てる重要な機器である、ターゲットビーム窓に用いられる材料では、鉛ビスマスによる腐食と同時に、核破砕中性子や大強度陽子による弾き出し損傷、さらには核変換生成ガスの蓄積が重畳する。ADS に向けて、照射と腐食挙動データが必要である。現状、鉛ビスマス中の中性子照射実験は海外で数例あるが、ADS 条件とは温度や照射量が低く異なる。本研究では、ADS ターゲット窓候補材に対して、温度と照射量を ADS 実機に近い条件にて照射し、その後鉛ビスマス中浸漬試験を行い、液体金属中材料腐食に及ぼす照射の影響を評価した。

2. 実験

ADS ターゲット窓候補材である、SS316L 鋼に対して、10.5 MeV-Fe^{3+} を 450℃にて表面にて 8 dpa まで照射した。照射後に、Ar-4.5%H_2 ガスバブリングにより、酸素濃度を 10^{-7} wt%以下に調整した鉛ビスマス槽中にて、450℃、330 時間の浸漬試験を行った。浸漬後、試験片を 200℃のシリコンオイルバスにて鉛ビスマスを除去、アセトンにより一晩洗浄し、表面及び断面の状態を SEM/EDS により評価した。

3. 結果

断面 SEM 観察の結果、未照射部では、所々Fe、Cr、Ni、Mo といった鋼材成分の溶出が観られた。一方照射部では、下図のように、同様な鉄鋼成分の溶出部分の割合が増大するという結果であった。照射部では、鉄鋼成分が、照射により残存する空孔欠陥を介して、鋼材表面から鉛ビスマス浸漬中に溶け出したため、溶出割合が増えたと考えられる。



*Nariaki Okubo, Yuki Fujimura, Akane Kitamura, Yasuki Okuno, Keietsu Kondo,
Japan Atomic Energy Agency

690 合金の PWSCC 機構研究 -高温水素ガスによる変形への加工度および温度の影響-

Mechanistic Study for PWSCC in Alloy 690

-Influence of Cold Work and Temperature for Deformation in High Temperature Hydrogen Gas-

*寺地 巧[1]，山田 卓陽[1]，岡本マキエ[1]，有岡 孝司[1]

[1]原子力安全システム研究所

690 合金の PWSCC 機構に対する固溶水素の役割を検討するために、高温 Ar ガス条件から PWR 相当の水素分圧条件に環境を変更した時の変形を材料の冷間加工度と温度を変えて調べた。250℃の比較的低温条件と、10%CW の比較的低い冷間加工度でも固溶水素が亀裂先端の歪みが集積した部分の塑性変形を誘起することが分かった。

キーワード： 690 合金，PWSCC，固溶水素，変形，冷間加工度，温度依存性

１．緒言： 690 合金は耐 PWSCC に優れる材料として、加圧水型軽水炉（PWR）に用いられているが、強い冷間加工を加えることにより、PWSCC 進展の感受性を持つことが明らかとなっている。PWSCC 機構に対しては、固溶水素が変形を促進する水素助長局所塑性が重要な役割を持つ可能性が指摘されている。PWR1 次系環境中では腐食により生じる水素と腐食の影響を分けて評価することが困難なため、高温水素ガスを用い材料変形への固溶水素の影響を調べることで、PWSCC 機構に対する水素の役割を検討した。既報では、320℃の高温ガス中で Ar ガスから水素ガスに環境を切り替えた時に、亀裂先端の変形が誘起されることを報告した[1]。本報では、温度や材料の冷間加工度をパラメータとし、亀裂先端の変形に対する固溶水素の寄与を検討した。

２．実験： 690 合金（冷間加工度 10%～30%）の 0.5TCT 試験片を用い、K≒40 MPa√m の応力条件で高温ガス中における変形挙動をモニタリングした。試験は 250℃～360℃の Ar ガス中クリープ試験として開始し、試験途中で水素ガス分圧が 25 kPa となるよう水素と Ar の混合ガスに環境を切り替えた。試験後に断面 SEM 観察を行い、固溶水素が亀裂先端の変形に及ぼす影響を評価した。

３．結果・考察： 水素導入時の速い変形は、低温条件や低冷間加工材でも 5~8.8μm の範囲で確認され、幅広い条件で有意に生じることが明らかとなった(図 1、2)。断面観察の結果では、いずれのサンプルでも粒内予亀裂の先端が半径数 μm 程度のサイズで鈍化し、応力集中が緩和されると共に、PWSCC の進展経路である粒界への亀裂伝播が生じていないことが分かった。また、水素導入後に一旦 Ar 環境に戻し、再度水素を導入した時には変形が生じなかった。再度水素を導入した時に変形が観察されなかったのは、既に予亀裂先端が鈍化し、応力集中が緩和していたためと思われる。そのため、図 1 に認められる水素導入時の変形は、鈍化による応力集中の緩和によるものと考えられる。本検討により、PWR1 次系相当の水素分圧で、250℃の低温や、10%CW 材でも固溶水素が亀裂先端の歪みが集積した部分の塑性変形を誘起することが明らかとなった。

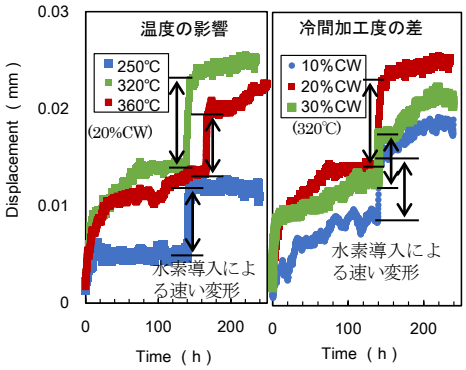


図 1　高温水素ガス導入時の材料変形への温度・冷間加工度の影響(690 合金、K=40MPa√m)

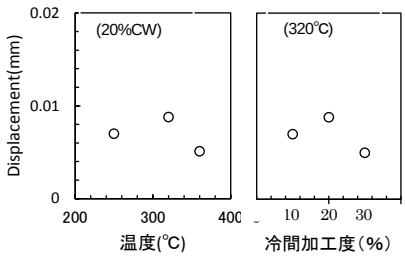


図 2　高温水素ガス導入時の速い変形量への温度・冷間加工度の影響(690 合金、K=40MPa√m)

[1] 寺地巧 他, 原子力学会 2017 年春の年会, [2I02]

*Takumi Terachi[1], Takuyo Yamada[1], Makie Okamoto[1] and Koji Arioka[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

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

Thu. Sep 6, 2018 10:50 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 1:50 AM - 2:55 AM UTC | Room C B21 -B Building

[2C04-07] Fuel Cladding Material

Chair:Sho Kano(Univ. of Tokyo)

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

[2C04] Considerations for the seismic evaluation of the fuel assembly after Loss-of-Coolant-Accident (LOCA) in PWR

(1)Result of four-point-bending tests with a fuel rod cladding exposed to the temperature condition of a postulated LOCA

*Daisuke Komiyama[1], Toshiyuki Ogita[2] (1. Mitsubishi Nuclear Fuel Co., Ltd, 2. The Kansai Electric Power Co., Inc.)

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

[2C05] Considerations for the seismic evaluation of the fuel assembly after Loss-of-Coolant-Accident (LOCA) in PWR

(2)Impact behavior of a fuel grid exposed to the temperature condition of a postulated LOCA

Ryo Fukuda[1], Nozomu Murakami[1], *Masaaki Yamato[1], Hisashi Koike[2], Yasunari Shinohara[2] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 2. Nuclear Development Corporation)

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

[2C06] Feasibility study of eddy current testing for accident tolerant fuel using silicon carbide in light water reactor

*Noriyasu Kobayashi[1], Jun Semboshi[1], Megumi Akimoto[1], Masaru Ukai[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions)

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

[2C07] Permeation behavior of tritium through FeCrAl-ODS ferritic steel

*Yudai Urabe[1], Kenichi Hashizume[1], Teppei Otsuka[2], Kan Sakamoto[3] (1. Kyushu Univ., 2. Kindai Univ., 3. NFD)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

PWR における冷却材喪失事故（LOCA）後の燃料耐震評価に係る検討

(1)LOCA 模擬温度条件を経験した被覆管の強度試験結果

Considerations for the seismic evaluation of the fuel assembly
after Loss-of-Coolant-Accident (LOCA) in PWR
(1) Result of four-point-bending tests with a fuel rod cladding
exposed to the temperature condition of a postulated LOCA

*小宮山　大輔[1]，荻田　利幸[2]
[1]三菱原子燃料(株)，[2]関西電力(株)

LOCA 後の地震に対する燃料棒の冷却性に関する検討の一つとして、PWR 燃料に使用されている燃料被覆管を対象に、LOCA 時を想定した高温水蒸気雰囲気での加熱とクエンチ処理を行った被覆管を用いて 4 点曲げ試験を実施し、LOCA 後の被覆管の最大曲げモーメントを確認した。

キーワード：LOCA，燃料被覆管，冷却性，耐震

1. 緒言

軽水炉燃料安全設計に係る技術レポート[1]で、LOCA 発生後の地震による燃料棒冷却性への影響が課題の一つとして挙げられている。地震時の燃料被覆管には機械的負荷（曲げ）が作用することを踏まえ、LOCA を想定した高温酸化／クエンチを経験させた燃料被覆管に対して 4 点曲げ試験を実施し、最大曲げモーメントと ECR の関係を確認した。

2. 被覆管 4 点曲げ試験

2-1. LOCA 時および LOCA 後の被覆管温度

LOCA が発生すると非常用炉心冷却装置が作動して炉心に冷却水が注入されるものの、燃料被覆管は高温化し水蒸気との酸化反応が発生する。その後、炉心水位回復に伴い被覆管は冷却され、続いて格納容器内での再循環水による冷却が開始される。この際、再循環水に含まれるデブリ（配管保温材繊維等）が炉心入口に付着することで流路閉塞を起こし、再び冷却不全に陥り燃料被覆管が再度、高温化する可能性がある。

2-2. 試験サンプル、装置、条件

予加圧した約 500 mm 長の被覆管を最高 1200℃の水蒸気中で約 15%ECR まで酸化後にクエンチした試料と、さらに LOCA 後の複数回の再昇温及びクエンチを模擬した試料を準備した。破裂開口部を中心に約 300 mm を切り出し、室温及び約 135℃で 4 点曲げ試験を実施した。供試材は PWR 燃料被覆管（MDA、Zircaloy-4）とした。

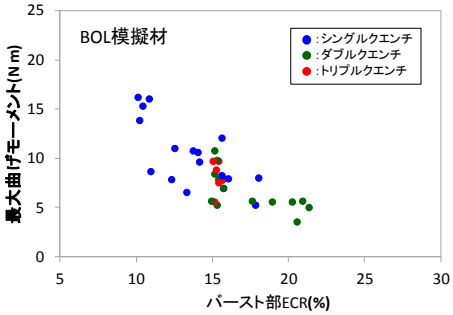


図-1　BOL 模擬材 4 点曲げ試験結果

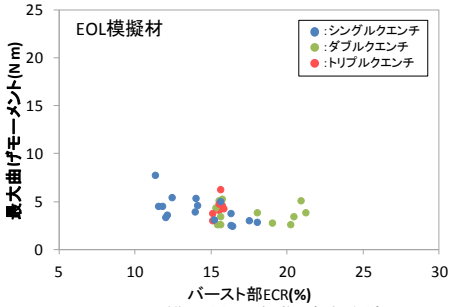


図-2　EOL 模擬材 4 点曲げ試験結果

2-3. 試験結果

4 点曲げ試験結果（最大曲げ強度）について ECR で整理した結果を BOL 模擬材について図-1 に、約 800ppm まで水素吸収させた EOL 模擬材について図-2 に示す。結果は既往の試験結果[2]と同様であり、ECR の増加に伴い BOL 材の最大曲げモーメントは低下し、EOL 材の最大曲げモーメントは全体的に低下する傾向がみられた。

3. 結論

4 点曲げ試験により複数回クエンチを経験した LOCA 後の被覆管の最大曲げモーメントを確認した結果、最小値は 2.3 N･m であった。

参考文献

[1] 発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書:2015（AESJ-SC-TR009：2015）
[2] Yamato, M., et.al., “Evaluation of fracture resistance of ruptured, oxidized and quenched Zircaloy cladding by four-point-bend tests,” J. Nucl. Sci. Tech. 2014 Vol.51, No.9, 1125-1132

*Daisuke Komiyama[1], Toshiyuki Ogita[2]
[1]Mitsubishi Nuclear Fuel Co.,Ltd.　[2] The Kansai Electric Power Co., Inc.

PWR における冷却材喪失事故（LOCA）後の燃料耐震評価に係る検討 (2)LOCA 模擬温度条件を経験した燃料グリッドの衝撃荷重時の挙動

Considerations for the seismic evaluation of the fuel assembly after Loss-of-Coolant-Accident (LOCA) in PWR

(2)Impact behavior of a fuel grid exposed to the temperature condition of a postulated LOCA

福田　龍[1]，村上　望[1]，*大和　正明[1]，小池　尚[2]，篠原　靖周[2]

[1]三菱重工業(株)，[2]ニュークリア・デベロップメント(株)

LOCA 後の炉心長期冷却性維持の課題として、LOCA 後の地震による燃料への影響の確認が挙げられる。影響確認の一つとして、部分グリッドに対して LOCA 時を想定した高温水蒸気雰囲気での加熱処理後に、荷重負荷試験を実施し、燃料グリッドによる炉心の長期冷却性への影響が軽微である見通しを得た。

キーワード：LOCA，燃料スペーサーグリッド，冷却性，耐震

1. 緒言

軽水炉燃料安全設計に係る技術レポート[1]にて、LOCA 後の炉心の長期冷却性維持の確認が課題の一つとして挙げられている。地震時の燃料グリッドには機械的負荷（衝撃荷重等）が作用することから、LOCA を想定した高温水蒸気雰囲気での加熱処理後に、荷重負荷試験を行い、変形挙動や強度について確認した。

2. 燃料グリッド荷重負荷試験

2-1. LOCA 後の燃料グリッド

LOCA 時に燃料グリッドは高温水蒸気及び燃料棒からのふく射等により高温化した後、非常用炉心冷却装置からの注水によって冷却（クエンチ）される。

2-2. 試験サンプル、試験方法

PWR 向けインコネル製及びジルカロイ製グリッドから切り出した部分グリッドに対し、水蒸気雰囲気中で外部ヒーターによって 800℃×600 秒の条件で加熱後、クエンチさせた。その後室温にて塑性変形進展するまで静的圧縮荷重を負荷させた試験を実施した。ジルカロイ製グリッドは、高燃焼度燃料を想定して加熱処理前に水素吸収処理を行った試料についても試験を実施した。

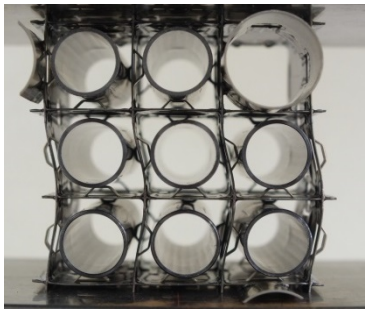


図-1　試験後のインコネル製グリッド

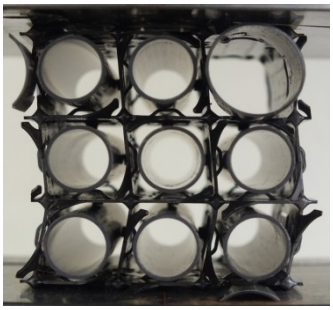


図-2　試験後のジルカロイ製グリッド

2-3. 試験結果

荷重負荷試験後の試料外観を図-1、2 に示す。インコネル製及びジルカロイ製グリッドのいずれも構造は維持され、延性の著しい低下も認められなかった。あらかじめ水素吸収させたジルカロイ製グリッドは、水素吸収のないジルカロイ製グリッドと比較し最大荷重や静的剛性が大きく低下した。この結果を踏まえ、参考試験として実機フルサイズジルカロイ製グリッドに対してあらかじめ水素吸収処理のみを行った試料を作製し、衝撃荷重を加える試験を実施した結果、グリッド構造は維持されることを確認した。

3. 結論

LOCA 後を模擬した燃料グリッドに対し荷重を負荷した場合、グリッド構造は維持され炉心の長期冷却性維持への影響が軽微である見通しを得た。引き続き実機フルサイズのグリッドを用いた試験及び LOCA 後の地震に対する燃料の群振動解析を用いた影響評価を行っていく予定である。

参考文献

[1] 発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書:2015（AESJ-SC-TR009：2015）

Ryo Fukuda[1], Nozomu Murakami[1], * Masaaki Yamato[1], Hisashi Koike[2], Yasunari Shinohara[2]

[1]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. [2] Nuclear Development Corporation.

軽水炉向け炭化ケイ素炉心材料に対する渦電流探傷法の適用性基礎検討

Feasibility Study of Eddy Current Testing for Accident Tolerant Fuel Using Silicon Carbide in Light Water Reactor

*小林 徳康[1]，千星 淳[1]，秋元 恵[1]，鵜飼 勝[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ株式会社

炭化ケイ素炉心材料開発では、設計・製造技術の確立に加え、非破壊検査手法の検討をしている。渦電流探傷法の基礎検討として、試作した試験体の探傷試験を行い、欠陥検出性能を評価した。

キーワード：事故耐性燃料，炭化ケイ素，非破壊検査，渦電流探傷

1. 緒言

軽水炉向け事故耐性燃料の候補材として、炭化ケイ素(SiC)複合材を用いた炉心材料を開発している[1, 2]。本開発では、SiC 炉心材料の実用化に向けた設計・製造技術の確立に加え、製造時の非破壊検査に適用可能な手法の調査・検討を計画しており、その一環として、渦電流探傷法(ECT)の基礎検討を開始した。表面に深さが異なる複数の孔状模擬欠陥を付与した SiC 平板試験体の探傷試験を行い、欠陥検出性能を評価すると共に非破壊検査手法としての課題を抽出した。

2. 探傷試験

2-1. 試験体

試作した SiC モノリシック材と SiC 複合材の平板試験体外形図を図 1 に示す。各試験体の厚さは約 2mm であり、表面には模擬欠陥として同じ直径で深さの異なる平底穴が付与されている。試験前に LCR メータを用いて各試験体の導電率を評価したところ、周波数 1MHz でモノリシック材が 8×10^{-1}S/m、複合材が 1×10^{3}S/m と一般的な金属より低い値を示した。

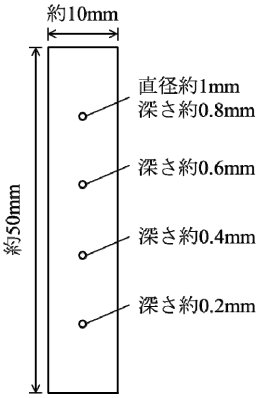


図 1　試験体外形図

2-2. 試験方法及び結果

ECT プローブは二つのコイルで構成され、各コイルからの差動信号を得る自己誘導形自己比較方式で動作させた[3]。各コイルに供給する電流の周波数を 500kHz、1MHz、2MHz として、各試験体の模擬欠陥が付与されている表面を探傷した。

探傷試験結果を図 2 に示す。周波数が高いほど信号対雑音比（SN 比）が向上し、周波数 2MHz の時、各試験体の全ての模擬欠陥を SN 比 3 以上で検出できた。

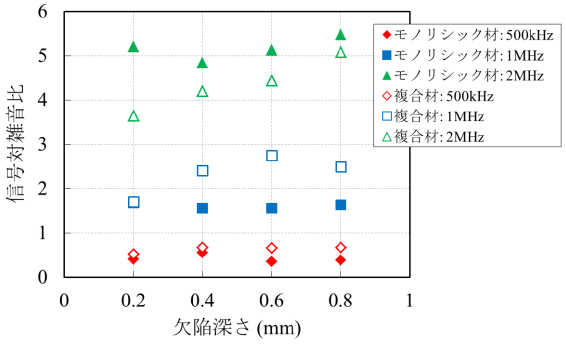


図 2　探傷試験結果

3. 結言

SiC 材料を対象とした ECT では高周波数領域で欠陥検出性能が向上することを確認した。SiC 材料は導電率が低く渦電流が流れにくいため、高感度化に向けた周波数やコイル形状の適正化が課題である。

参考文献

[1] 内橋 他，“軽水炉向け SiC 炉心材料開発の進捗 - 耐食性の改善 - ”，日本原子力学会 2017 年春の年会, 2J16 (2017)
[2] 東松 他，“軽水炉向け SiC/SiC 被覆管の開発”，日本原子力学会 2018 年春の年会, 2D04 (2018)
[3] 日本非破壊検査協会編，“渦流探傷試験Ⅲ”，日本非破壊検査協会 (2003)

*Noriyasu Kobayashi[1], Jun Semboshi[1], Megumi Akimoto[1] and Masaru Ukai[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

酸化物分散強化型 FeCrAl フェライト鋼中のトリチウム透過挙動

Permeation behavior of tritium through FeCrAl-ODS ferritic steel

* 浦部 雄大[1] ， 橋爪 健一[1] ， 大塚 哲平[2] ， 坂本 寛[3]

[1]九大院総理工， [2]近畿大， [3]日本核燃料開発

事故耐性燃料被覆管候補材として期待されている酸化物分散強化型 FeCrAr フェライト鋼についてトリチウム透過実験を実施し、材料中のトリチウム透過挙動について調べた。被覆管表面に形成される酸化膜によって透過が受入材の 1 桁程度に減少した。

キーワード：燃料被覆管， FeCrAl フェライト鋼， ODS

１．序論

過酷事故が発生した時、燃料棒や制御棒は燃料の発熱と材料の水蒸気酸化に伴う発熱により酸化反応および材料間反応が促され、炉心損傷が進む。よって高温での水蒸気酸化や材料間反応に耐性のある金属材料が必要であり、被覆管候補材として期待されているのが酸化物分散強化型 FeCrAl フェライト鋼（以降 ODS 鋼と記す）である。ODS 鋼は冷却水に対して良好な腐食耐性を示し、高温水蒸気中の酸化および材料間反応への耐性が高いことが報告されている[1]。本研究では ODS 鋼の軽水炉実装に向けて必要になるトリチウム透過特性を調べるとともに、被覆管表面に形成される酸化膜がトリチウム透過に及ぼす影響について明らかにすることを目的としてトリチウム透過実験を実施した。

２．実験方法

Ce 酸化物を分散させた ODS 鋼について①製造後に表面研磨した試料 (17mmφ x 0.5mm^t) と②563K において水中腐食し酸化膜を形成した試料 (17mmφ x 0.3mm^t)について実験を行った。試料を隔壁とし、上流側を 3kPa 程の圧力のトリチウム含有水素ガス（トリチウムと軽水素の比：T/H=1.4×10^{-4}）で満たした。下流側はキャリアガスを流通させ、透過したトリチウムを液体シンチレーションカクテルで満たしたバイアルまで輸送し、カクテル中に捕獲した。キャリアガスは Ar-1%H_2 ガスおよび水蒸気雰囲気 Ar ガスを用いた。捕獲したトリチウム量からトリチウム透過係数を算出した。

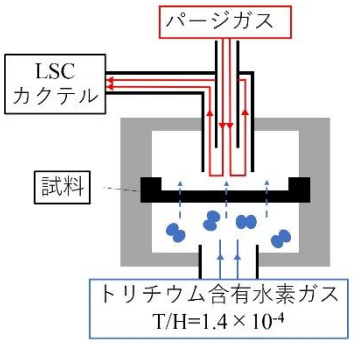


Fig.1 水素透過実験装置（透過部）

3．結果・考察

ODS 鋼、酸化膜付き ODS 鋼のトリチウム透過係数を Fig.2 に示す。キャリアガスとして Ar-1%H_2 ガスを用いた実験より ODS 鋼のトリチウム透過係数（Φ[mol/m s Pa$^{1/2}$]）について以下の式を得た。

$$\Phi = 8.2 \times 10^{-8} \exp\left(-\frac{48.6(\mathrm{kJ/mol})}{RT}\right)$$

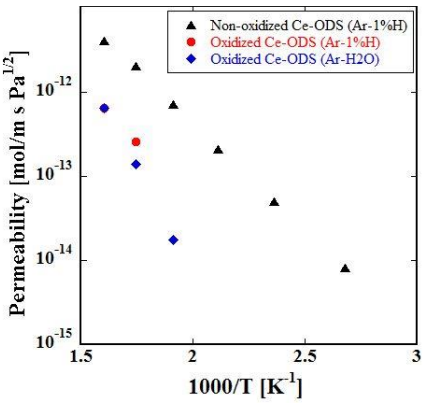


Fig.2 水素透過係数の温度依存性

酸化膜付き ODS 鋼の透過係数は運転時の被覆管温度付近(573K)で 1 桁程度減少することがわかった。また、実際の原子炉の状態に近づけるために水蒸気雰囲気 Ar ガスをキャリアガスとして実験したところ透過係数がさらに低下したことから、実際の使用環境で形成される試料表面の表面酸化被膜はトリチウム透過の障壁になりうることがわかった。

参考文献

[1]K.Sakamoto et al., Proc. Top Fuel 2016 ,673-680

*Yudai Urabe[1]， Kenichi Hashizume[1]， Teppei Otsuka[2]， Kan Sakamoto[3]

[1]Kyushu Univ， [2]Kindai Univ， [3]NFD

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

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room C B21 -B Building

[2C08-11] Radiation Effect 1

Chair:Yoshitaka Matsukawa(Tohoku Univ.)

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

[2C08] The Unfaulting of Frank Loops Influenced by Loop Size in Heavy Ion Irradiation

*Dongyue Chen[1], Kenta Murakami[2], Kenji Dohi[3], Kenji Nishida[3], Naoto Sekimura[1] (1. The University of Tokyo, 2. Nagaoka University of Technology, 3. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[2C09] Microstructure and Hardness Evaluation of Neutron Irradiated Japanese PWR Standard Reference Materials

Tomohiro Kobayashi[1], *Akiyoshi Nomoto[1], Kenji Nishida[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[2C10] Changes in Tensile Properties of Mn・Ni Addition Model Alloys by Neutron Irradiation

*Takuya Irie[1], Hideo Watanabe[2], Tomonari Tanaka[1] (1. Kyushu Univ, 2. RIAM,Kyushu Univ)

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

[2C11] Adsorption behavior of radiocesium of filtered containment venting system during long-term operation

*Moeko Nakata[1], Akihiro Togari[1], Qilai Zhou[2], Yuji Hatano[3], Yasuhisa Oya[1] (1. Grad. Sch., Shizuoka Univ., 2. Fac. of Sci., Shizuoka Univ., 3. HIRC, Univ. of Toyama)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

The Unfaulting of Frank Loops Influenced by Loop Size in Heavy Ion Irradiation

*Dongyue CHEN[1], Kenta MURAKAMI[2], Kenji DOHI[3], Kenji NISHIDA[3], Naoto SEKIMURA[1]
[1] The University of Tokyo, [2] Nagaoka University of Technology,
[3] Central Research Institute of Electric Power Industry

Abstract: Stainless steel model alloy was irradiated at 350~450°C to study the effects of loop size on the unfaulting process of Frank loops. Post-irradiation analysis was preformed via relrod and dark field imaging. The size distribution between Frank loops and perfect loops were compared, and the hardening coefficient of perfect loops in heavy ion irradiation was discussed.

Keywords: Frank loop, perfect loop, unfaulting, irradiation hardening, stainless steel.

1. Introduction

When irradiated to high dose, Frank loops in stainless steels unfault and turn into perfect loops, which is an important process for the ageing degradation of stainless steel components in reactors. As loops are biased sinks for point defects, the unfaulting process may also influence the evolution of precipitates and cavities. A Frank loop can unfault either by the impingement of adjoin Frank loops [1], or by absorbing two Shockley partial dislocations nucleated inside the Frank loop [2]. Besides, it is supposed that a critical loop radius may exist, beyond which the Frank loop tends to unfault [3]. The dominant mechanism is unclear so far, while loop size seems to be a key factor. In this work, the extent of loop unfaulting under different irradiation conditions was analyzed by transmission electron microscopy. The size distribution between observed Frank loops and perfect loops were compared. Additionally, the contribution of perfects loops to irradiation hardening in heavy ion irradiation was quantitatively discussed.

2. Experimental

The HIT facility of The University of Tokyo was utilized for heavy ion irradiation. For simplification, stainless steel model alloy without Si was used to avoid the formation of Ni-Si precipitates. Bulk samples were irradiated by 3MeV Ni ion at 350, 400 and 450°C, which is the boundary condition for unfaulting phenomenon. The dose at damage peak depth was ~8dpa.

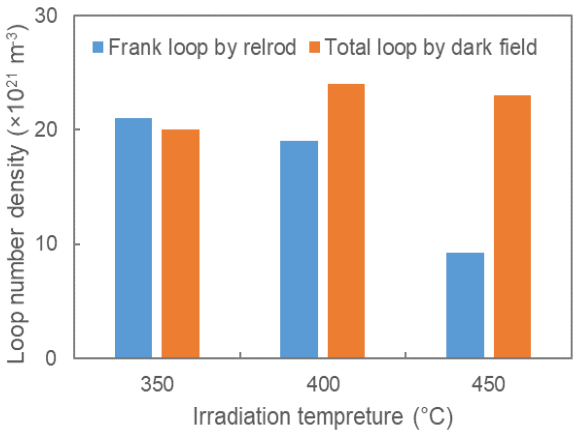


Fig.1 Frank loop and total loop number density in the damage peak region (800~1000nm depth)

3. Results and discussions

The formation of Frank loops was analyzed by relrod technique, whereas the total loop density was analyzed by dark field images. Loops formed at different depth were compared, corresponding to different irradiation doses. As shown in Fig. 1, the unfaulting of Frank loops at damage peak region was not observed at 350°C, but was clearly seen in 400°C and 450°C irradiation. By the Orowan model, the hardening coefficient of perfect loops was calculated.

References

[1] W. Van Renterghem, A. Al Mazouzi, S. Van Dyck, J Nucl Mater, 413 (2011) 95-102.

[2] H.K. Zhang, Z.W. Yao, M.R. Daymond, M.A. Kirk, J Nucl Mater, 445 (2014) 227-234.

[3] T.R. Allen, H.C. Tsai, J.I. Cole, et al., Effects of Radiation on Materials: 21st International Symposium, 1447 (2004) 3-14.

国内 PWR 比較標準材の硬さおよびミクロ組織評価

Hardness and microstructure evaluation of Japanese PWR standard reference materials

小林 知裕[1]，*野本 明義[1]，西田 憲二[1]

[1]電力中央研究所

複数の PWR プラントの原子炉容器で照射された国内 PWR 比較標準材の硬さ測定およびミクロ組織観察を行った。その結果，鋼材中に形成された溶質原子クラスター体積率の平方根と脆化量の間には，これまでの監視試験片と同様に，照射条件の違いによらず直線関係が認められることがわかった。

キーワード：原子炉圧力容器鋼，照射脆化，ミクロ組織変化

1. 緒言

国内 PWR プラントの一部では監視試験片に加え，国内 PWR 比較標準材（以下，標準材）と呼ばれる銅を 0.09wt.%含む共通の鋼材が原子炉容器に装荷され，監視試験時にシャルピー衝撃試験が実施されている。これら複数のプラントで照射された標準材を詳細に調査することで，照射脆化へ及ぼす照射条件の影響の有無を評価することができる。本研究では，標準材を対象に，硬さ試験とミクロ組織観察を行い脆化挙動の調査を行った。

2. 実験

国内の PWR プラントで 7 つの異なる条件で照射された標準材を調査した。照射量は 0.8～10×10^{19}n/cm^2 (E>1MeV)，中性子束は 9～20×10^{10}n/(cm^{2}s) (E>1MeV)，照射温度は 283～289℃の範囲である。硬さはビッカース硬さ試験にて測定した。また，照射による硬さの変化を見積もるために 550℃で 30 分の照射後焼鈍（PIA）を施した材料の硬さも測定した。ミクロ組織変化はアトムプローブトモグラフィー（APT）と TEM を用いて評価した。

3. 結論

PIA 後の標準材の硬さは 200～206HV1 と未照射材の硬さ 206HV1 とほぼ等しい値を示し，PIA 後の硬さを未照射の標準材の硬さと同等と見なせることが確認された。照射材と PIA 材の硬さの差から評価した硬化量と別途実施したシャルピー衝撃試験で得られた脆化量（ΔT_{41J}）との間には直線関係が認められ，標準材が硬化型の脆化を呈することが示された。中性子照射により鋼材中に形成された溶質原子クラスターは平均直径 2.5nm～3.4nm，数密度は 1×10^{23} m^{-3}～3×10^{23} m^{-3} の範囲であった。これまでの監視試験片の APT 分析結果から，クラスター体積率の平方根と脆化量の間には直線関係が認められることが知られているが，標準材においてもプラントが異なることによる照射条件の違いによらず両者の間に直線関係が認められた（右図）。発表ではクラスター形成の詳細分析結果等についても述べる。

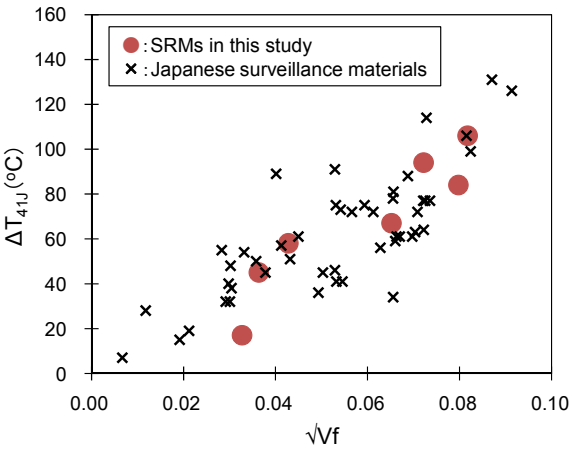


図 脆化量とクラスター体積率 Vf の関係

参考文献

省略

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

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Mn･Ni 添加モデル合金の中性子照射による引張特性の変化

Changes in Tensile Properties of Mn･Ni Addition Model Alloys by Neutron Irradiation

*入江拓也[1]，田中智成[1]，渡辺英雄[2]

[1]九州大学　総合理工学府，[2]九州大学　応用力学研究所

原子炉圧力容器鋼の脆化のメカニズム解明の為，モデル合金材に中性子照射し，Ni，Mn による脆化効果ならびに熱処理による回復挙動から，溶質原子クラスターの熱安定性について評価した．

キーワード：圧力容器モデル合金，中性子照射，引張試験

1. 緒言

原子炉圧力容器鋼は，運転中に中性子照射を受けることにより，照射欠陥が形成され，高経年化に伴い脆化する．この照射脆化の主要因として，照射によって導入された点欠陥集合体と考えられるマトリックス欠陥の形成や鋼材中の不純物である Cu や他の添加元素の集合体から成る照射欠陥クラスターの形成などが挙げられる．しかし，高照射領域での Ni，Mn などによる照射脆化のメカニズムについては未だ解明されてない．本研究では圧力容器鋼モデル合金に中性子照射を行い，硬度試験，引張試験及び内部組織観察により溶質原子クラスターによる脆化挙動を考察した．また，熱処理によって各種欠陥の熱安定性及び硬化寄与分を推定した．

2. 実験方法

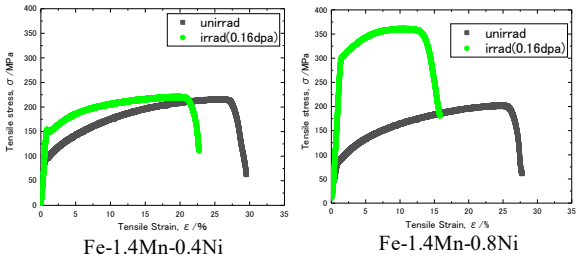
試料にはベルギー・モル研究所に設置されている原子炉（BR2）で中性子照射した Ni，Mn の含有量が異なるモデル合金を用いた．また照射条件（CALLISTO）は，照射温度：290℃，照射量：8.28×10^{23}[n/m^2]（約 0.16dpa），照射条件（BAMI）は，照射温度：100℃以下，照射量：1.25×10^{24}[n/m2]（約 0.24dpa）である．

中性子照射済み試料の脆化回復実験では，中性子照射した試料を東北大学の量子エネルギー材料科学国際研究センターにて，試料温度を 350℃から 550℃まで 100℃刻みで 30 分間，真空中で熱処理し，それぞれの熱処理を行った後に，ビッカース硬度試験及び引張試験，内部組織観察を行った．

3. 結果と考察

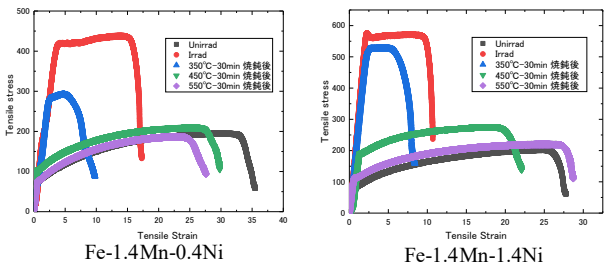
図1は，モデル合金 Fe-1.4Mn-0.4Ni と Fe-1.4Mn-1.4Ni の CALLISTO 照射の引張試験結果を示している．これらの結果を比較すると，Ni の含有量の増加につれて 0.2%耐力が大きく上昇している。脆化の影響として、Mn-Ni の複合効果による影響が大きいと考えられる。

図 2 は，モデル合金 Fe-1.4Mn-0.4Ni と Fe-1.4Mn-1.4Ni の BAMI 照射の引張試験結果を示している．これらの結果から，両試料共に 550℃で脆化が完全回復している事が分かる．また，350℃での回復量を比較すると Ni 含有量が多い試料の方が回復量は少ない．したがって，Ni 含有量の増加につれて熱的安定性が上昇する事が確認された．



Fe-1.4Mn-0.4Ni　Fe-1.4Mn-0.8Ni

図1　CALLISTO 照射による引張強度変化



Fe-1.4Mn-0.4Ni　Fe-1.4Mn-1.4Ni

図 2 BANI 照射による引張強度変化

*Takuya Irie[1] , Tomonari Tanaka[1] , Hideo Watanabe[2]

[1]Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu Univ.

[2]Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu Univ.

フィルタベント装置の長期運用時における放射性セシウムの吸着挙動

Adsorption behavior of radiocesium of filtered containment venting system during long-term operation

*仲田 萌子[1], 戸苅 陽大[1], 周 啓来[2], 波多野 雄治[3], 大矢 恭久[1]

[1]静大院総合科学技術, [2]静大理, [3]富山大水素研

フィルタベント材-放射性セシウム(^{137}Cs)相互作用を理解するため、種々の条件下で ^{137}Cs 溶液に浸漬した SUS316L に窒素ガスフローを行い、^{137}Cs の除去量を評価した。これによりガンマ線照射は SUS316L 上の ^{137}Cs 保持能力を低下させることが示唆された。

キーワード：フィルタベント、ステンレス、放射性セシウム

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、フィルター付き格納容器圧力逃がし装置(フィルタベント)が日本の原子炉に設置されている。原子力発電所事故が発生した場合、原子炉の復旧が最優先となることが想定されるため、捕集された放射性物質はフィルタベント中に長期間保存される。そのため、吸着した放射性物質は高線量の放射線環境に長時間曝され、構造材との間で放射線誘起効果を引き起こす。本研究では種々の条件下で SUS316L を ^{137}Cs 溶液に浸漬した後に窒素ガスフローを行い、^{137}Cs の除去量を評価した。

2. 実験

SUS316L 両面鏡面研磨ディスク試料(10 mm$^{\phi}$ × 0.5 mm^{t})を 200℃にて 24 時間酸素ガスフローし、試料表面に酸化膜層を形成した。その後、^{137}CsCl 水溶液(濃度 : 0.1 mol / L、放射能 : 185 kBq / mL) および NaOH で塩基性にした ^{137}CsCl 水溶液(濃度 : 0.1 mol / L、放射能 : 185 kBq / mL、pH 14)に浸漬しながらガンマ線照射を行った(線量率 3.3 kGy h^{-1}、吸収線量 16-48 kGy)。この試料に、200℃にて 24 時間窒素ガスフローを行った後、Ge 半導体検出器を用いて試料の線量を測定しガスフロー前後の試料中の線量の変化を評価した。

3. 結果・考察

表 1、2 に各試料における窒素ガスフロー前後の線量測定結果を示す。表 1 より、ガンマ線非照射試料において NaOH を添加すると、Cs 吸着量が増加すると共にガスフロー後の脱離量も多くなった。また表 2 より、どちらの浸漬条件においてもガンマ線照射線量の増加に伴って付着量が減少することがわかる。Cs の残留率に着目すると、CsCl 浸漬試料ではガンマ線照射線量の増加によって残留率が減少している一方で、NaOH + CsCl 浸漬試料では明確な影響は見られなかった。これは吸着量が少ないために測定誤差が大きくなったことが考えられる。これらの結果から、NaOH 浸漬によって Cs 捕捉が促進される一方で、ガンマ線照射下では放射線分解反応による活性種の生成により Cs 吸着量が減少することが示唆された。

表 1　ガンマ線非照射試料における窒素ガスフロー前後の線量測定結果

浸漬条件	フロー前 (cps)	フロー後 (cps)	残留率
NaOH 200℃ → CsCl	53.3	50.1	0.94
CsCl	25.1	24.4	0.98

表 2　ガンマ線照射試料における窒素ガスフロー前後の線量測定結果

浸漬条件	吸収線量 (kGy)	フロー前 (cps)	フロー後 (cps)	残留率
NaOH +CsCl	16	40.1	35.8	0.89
CsCl		23.9	22.5	0.94
NaOH +CsCl	48	13.2	12.9	0.98
CsCl		20.6	18.1	0.88

参考文献

[1] M. Akamatsu et al., Appl. Mater. int. 2014,6(11),8208-8211.

*Nakata Moeko[1], Togari Akihiro[1], Zhou Qilai[2], Hatano Yuji[3], Oya Yasuhisa[1]

[1]Graduate School of Integrated Sci. and Tech. Shizuoka Univ., [2]Faculty of Sci., Shizuoka Univ., [3]HIRC, Univ. of Toyama

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

Thu. Sep 6, 2018 3:50 PM - 5:10 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 6:50 AM - 8:10 AM UTC | Room C B21 -B Building

[2C12-16] Radiation Effect 2

Chair:Akiyoshi Nomoto(CRIEPI)

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

[2C12] Study on reliability and predictability of Bayesian statistical analysis for irradiation embrittlement data

*Hisashi Takamizawa[1], Satoshi Hanawa[1], Yutaka Nishiyama[1] (1. Japan atomic energy agency)

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

[2C13] Data survey and trend analysis of radiation effects on structural material properties of core internals in light water reactors

(1)Overview

*Yasuhiro Chimi[1], Koji Fukuya[2], Shigeki Kasahara[1], Katsuhiko Fujii[2], Satoshi Hanawa[1] (1. JAEA, 2. INSS)

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

[2C14] Data survey and trend analysis of radiation effects on structural material properties of core internals in light water reactors

(2)Tensile properties and IASCC initiation

*Koji Fukuya[1], Yasuhiro Chimi[2], Shigeki Kasahara[2], Katsuhiko Fujii[1], koji Fujimoto[3] (1. Institute of Nuclear Safety System, 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Nuclear Development Corporation)

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

[2C15] Data Survey and Trend Analysis of Radiation Effects on Structural Material Properties of Core Internals in Light Water Reactors

(3) IASCC Propagation and Fracture Toughness

*Shigeki Kasahara[1], Koji Fukuya[2], Yasuhiro Chimi[1], Katsuhiko Fujii[2], Masato Koshiishi[3] (1. JAEA, 2. INSS, 3. NFD)

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

[2C16] Risk-based Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessel

*Toshiki Nakasuji[1], Kazunori Morishita[1] (1. Kyoto university)

5:05 PM - 5:10 PM JST | 8:05 AM - 8:10 AM UTC

Time reserved for Chair

照射脆化データのベイズ統計解析における信頼性及び予測性に関する検討

Study on reliability and predictability of Bayesian statistical analysis for irradiation embrittlement data

*髙見澤 悠、塙 悟史、西山 裕孝

日本原子力研究開発機構

原子炉圧力容器（RPV）鋼の照射脆化に関し、ノンパラメトリックベイズ（BNP）法を用いて中性子照射条件及び化学成分を入力として関連温度移行量（ΔRT_{NDT}）の統計解析を実施した。国内 BWR 照射データについて、中性子照射量、照射速度及び Cu 含有量を入力変数とした場合に ΔRT_{NDT} の予測性に優れることが分かった。

キーワード：原子炉圧力容器鋼，照射脆化，関連温度移行量，ベイズ統計

1. 緒言

RPV 鋼の脆化予測では、化学成分や照射条件などに対する回帰分析等に基づく現象論的手法や中性子照射による微細組織変化に基づく機構論的手法が用いられている[1]。著者らは、脆化予測の説明性向上に資するため、従来と異なる手法である BNP 法による ΔRT_{NDT} の評価を試みた[2]。本研究では、解析の信頼性及び予測性を定量的に判断できる統計指標を新たに導入し、国内 BWR の ΔRT_{NDT} 実測値（142 点）を対象とした統計解析を行った。

2. 評価方法

BNP 法は実測データ全体の確率分布を多変量分布の和で表現する手法であり、確率分布の推定にマルコフ連鎖モンテカルロ（MCMC）サンプリングを用いる。MCMC サンプリングの信頼性は、R-hat[2]と呼ばれる統計指標の値が 1.1 を下回ることで判断した。また、予測性については広く使える情報量基準（WAIC: Widely applicable information criterion）[3]を用いて評価した。WAIC は実測値のない領域での予測性も考慮した統計量であり、予測性が良い場合に小さい値を示す。

3. 結果

中性子照射量(n/cm^2)、照射速度(n/cm^2・s)、Cu、Ni、P、Si、Mn 含有量(wt.%)及び RT_{NDT} 初期値(℃)を入力変数とし、これらの最大 5 つの組合せにより解析を実施した。中性子照射量及び照射速度については、べき係数の影響についても検討した。

R-hat 値が 1.1 を下回る場合において、中性子照射量及び照射速度のべき係数を 0.9 乗としたときに予測性が良い傾向にあった。図 1 に中性子照射量及び照射速度の 0.9 乗と Cu 含有量を入力変数とする組合せにおける残差（実測値－予測値）の標準偏差と WAIC の関係を示す。入力変数を多くすると WAIC は増加する傾向にあり、中性子照射量及び照射速度の 0.9 乗、Cu 含有量の 3 変数が最も優れた予測性を有し、ΔRT_{NDT} の残差の標準偏差は約 9.5℃となった。

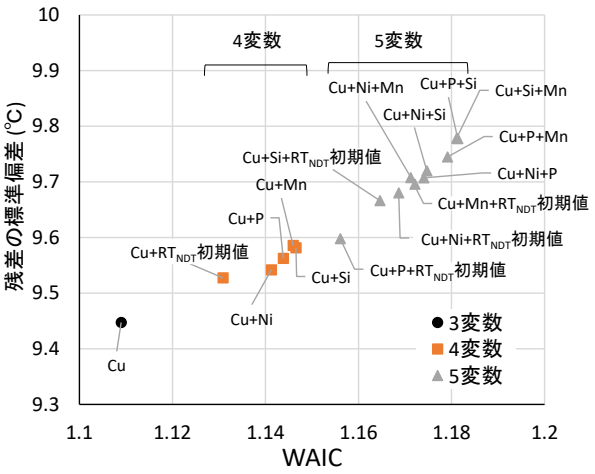


図 1 残差の標準偏差と WAIC の関係

謝辞：本研究は、原子力規制庁からの受託事業「軽水炉照射材料健全性評価研究」の成果である.

参考文献:

[1] N. Soneda (ed.), “Irradiation embrittlement of reactor pressure vessels (RPVs) in nuclear power plants”, Elsevier UK, (2014).

[2] H. Takamizawa, et al., JNM 479 (2016) 533-541.

[3] D. A. Armstrong, et al., Analyzing spatial models of choice and judgment with R. CRC Press. (2014).

[4] 渡辺澄夫. ベイズ統計の理論と方法. コロナ社. (2012).

*Hisashi Takamizawa, Satoshi Hanawa, Yutaka Nishiyama, Japan Atomic Energy Agency

軽水炉炉内構成材料の照射特性に関するデータ調査と傾向分析

(1) 全体概要

Data Survey and Trend Analysis of Radiation Effects on Structural Material Properties of Core Internals in Light Water Reactors

(1) Overview

*知見 康弘[1]，福谷 耕司[2]，笠原 茂樹[1]，藤井 克彦[2]，塙 悟史[1]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]原子力安全システム研究所

軽水炉炉内構造物の経年劣化評価に資するため、ステンレス鋼の照射特性に関する既存データの調査とスクリーニングを実施し、データシートに整理するとともに、特性データの照射量依存性等の傾向式を検討した。本稿では、今回実施した調査及び分析に係る全体概要について報告する。

キーワード：軽水炉，炉内構造物，ステンレス鋼，中性子照射，引張特性, IASCC，破壊靭性，スエリング，クリープ

1. 緒言

軽水炉炉内構造物に用いられるステンレス鋼は、中性子照射によりその特性が大きく変化し、高経年化対応や安全対策では特性劣化を的確に考慮した健全性評価が重要である。中性子照射による特性変化を把握するためには照射試験が不可欠であり、これまで国のプロジェクトや民間研究により多くのデータと知見が得られており、そのようなデータに基づいて特性変化の傾向が検討されてきた。一方、新規のデータを得るための大規模な照射試験は最近では減少しており、知識基盤を維持継承するためには貴重なデータを散逸させることなく収集しておくこと、最新の知見に基づいてそれらのデータから新たな知識を得ることが必要と考えられる。本稿では、そのような目的のために実施したデータの収集と照射特性に関する傾向式の検討状況の概要について報告する。

2. 全体概要

本調査では、照射ステンレス鋼の特性として機械的特性（引張特性、硬さ、破壊靭性）、IASCC 特性（IASCC 感受性、IASCC 発生、IASCC 進展）、応力緩和・クリープ・スエリング、ミクロ特性（ミクロ組織、粒界偏析）を対象とした。これらについて国内外の文献から既存データを収集し、スプレッドシートの形で整理した。また、収集したデータについて照射量依存性等を検討するとともに、既存の傾向式を調査し、それらの知識に基づいて、機械的性質、IASCC 特性等について傾向式を検討した。

3. データの収集

収集したデータは試験条件や利用対象を考慮して PWR と BWR に分けて整理した。これまでに収集したデータを表に示す。これらのデータは、軽水炉実機からの取出し材、もしくは研究炉において軽水炉温度である約 300℃付近で照射された材料を用いて、室温から軽水炉温度の範囲で実施された照射後試験により得られたものである。なお、データとして数値が把握可能なものに限定している。データシートに格納した項目は、共通項目としての材料情報（鋼種、組成、熱処理、機械加工、形状等）と照射情報（照射炉、照射量、照射速度、照射温度等）、及び各特性に応じた試験条件（試験片形状、試験方法、試験温度等）と特性データである。収集した特性データの照射量に対する変化について、材料の組成や加工条件等の違い、照射炉や試験温度等の照射条件の違いの影響を比較した。

4. 傾向式

機械的性質と IASCC 特性について、収集したデータから材料、照射、試験の各条件を精査して信頼できると判断されるデータを選別するとともに、照射影響を表すのに適した経験関数を選択した。BWR では、耐力・引張強さ・伸び、破壊靭性、IASCC 進展について、PWR では、耐力・引張強さ・伸び、IASCC 発生について、データ全体の傾向を表す傾向式を検討した。それらの詳細については別報で報告する。

表　収集したデータ

特性	PWR		BWR	
	記号	データ数	記号	データ数
引張	PT	325	BT	338
硬さ	PH	45	BH	132
破壊靭性	PF	58	BF	133
IASCC感受性	PIS	97	BIS	153
IASCC発生	PII	282	BII	63
IASCC進展	PIG	177	BIG	290
応力緩和・クリープ	PSC	133	BSC	161
スエリング	PSW	189	−	−
ミクロ組織	PM	59	BM	96
粒界偏析	PG	92	BG	96

参考文献: 日本原子力研究開発機構：平成 28 年度 軽水炉照射材料健全性評価研究 報告書、笠原ら：JAEA-Review 2018-012, 2018-013

本件は原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「軽水炉照射材料健全性評価研究」で得られた成果である。

*Yasuhiro Chimi[1], Koji Fukuya[2], Shigeki Kasahara[1], Katsuhiko Fujii[2], Satoshi Hanawa[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Institute of Nuclear Safety System

軽水炉炉内構成材料の照射特性に関するデータ調査と傾向分析

(2) 引張特性と IASCC 発生

Data Survey and Trend Analysis of Radiation Effects on Structural Material Properties of Core Internals in Light Water Reactors

(2) Tensile Properties and IASCC Initiation

*福谷耕司[1]，知見康弘[2]，笠原茂樹[2]，藤井克彦[1]，藤本浩二[3]

[1]原子力安全システム研究所，[2]日本原子力研究開発機構，[3]三菱重工(現ニュークリア・デベロップメント)

軽水炉炉内構成材料の経年劣化評価に資するため、ステンレス鋼の照射特性に関する既存データの調査とスクリーニングを実施してデータシートに整理すると共に、特性データの照射量依存性等の傾向式を検討した。本稿では、PWR 炉内構造物のステンレス鋼の引張特性と IASCC 発生に対する傾向式の検討結果を報告する。

キーワード：PWR，炉内構造物，ステンレス鋼，中性子照射，引張特性, IASCC 発生

1. 緒言

軽水炉炉内構造物の健全性評価では、中性子照射によるステンレス鋼の特性変化を考慮することが求められており、そのためには材料特性の照射量依存性等を適切に表す傾向式が必要である。本稿では、照射ステンレス鋼の特性のうち、PWR 炉内条件における引張特性と IASCC 発生応力(SIA)の照射量依存性の傾向式について検討した。

2. 検討結果

(1)引張特性

冷間加工 316 ステンレス鋼(加工度 10~15%)の既存データから、照射温度と試験温度がいずれも 290~350℃の範囲、引張試験のひずみ速度が 10^{-6}/s 以上の結果に絞って、126 件のデータを抽出した。引張特性の傾向式の検討には、飽和形の照射量依存性を表す関数形として $y = y_0 + a[1 - exp(-b \cdot F)]$ を用いた。ここで、y は降伏応力(YS)、引張強さ、一様伸び、全伸び、y_0 はそれらの初期値、F は照射量、a, b は定数を示す。図 1 は降伏応力のデータと照射量依存性の傾向線を例として示す。この図より、照射量 20 dpa 程度で飽和する傾向をよく表していることが判る。なお、引張強さ、一様伸び、全伸びの傾向線についても検討し、溶体化材と冷間加工材の比較を行った。

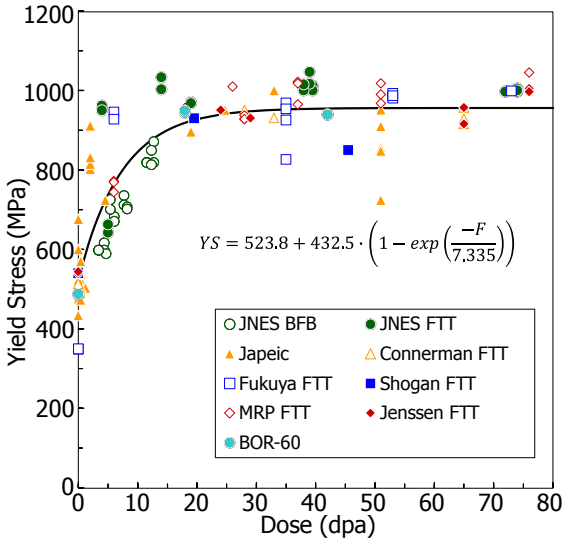


図1　降伏応力のデータと照射量依存性傾向線(例)

(2)IASCC 発生

PWR 一次系模擬水中(温度 290~340℃)における冷間加工 316 ステンレス鋼の定荷重 SCC 試験の既存データから、照射量と試験条件が同一で、破断の境界応力が定義できる結果に絞って破断有 28 件、破断無 28 件の合計 56 件のデータを抽出した。照射量依存性の傾向式は、引張特性と同様に飽和形の関数形に基づいて検討した。図 2 は破断有(中実)と破断無(中空)のデータと共に、傾向線(実線)及び傾向線から標準偏差(sd)を差し引いた下限線(破線)を示す。この結果より、下限線が全ての破断データを包絡していることが示された。

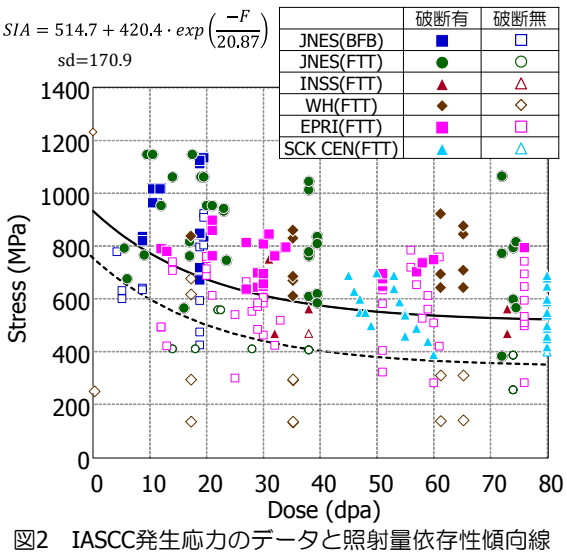


図2　IASCC発生応力のデータと照射量依存性傾向線

参考文献:　日本原子力研究開発機構：平成 28 年度 軽水炉照射材料健全性評価研究 報告書　笠原ら: JAEA-Review 2018-013

本件で使用したデータシートについては、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「軽水炉照射材料健全性評価研究」で得られた成果である。

* Koji Fukuya[1], Yasuhiro Chimi[2], Shigeki Kasahara[2], Katsuhiko Fujii[1], Koji Fujimoto[3]

[1] Institute of Nuclear Safety System, [2] Japan Atomic Energy Agency, [3] Mitsubishi Heavy Industries (Currently, Nuclear Development)

軽水炉炉内構成材料の照射特性に関するデータ調査と傾向分析

(3) IASCC 亀裂進展と破壊靭性

Data Survey and Trend Analysis of Radiation Effects on Structural Material Properties of Core Internals in Light Water Reactors

(3) IASCC Propagation and Fracture Toughness

*笠原茂樹[1]，福谷耕司[2]，知見康弘[1]，藤井克彦[2]，越石正人[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]原子力安全システム研究所，[3]日本核燃料開発

軽水炉炉内構成材料の経年劣化評価に資するため、ステンレス鋼の照射特性に関する既存データの調査とスクリーニングを実施してデータシートに整理すると共に、特性データの照射量依存性等の傾向式を検討した。本稿では、BWR炉内構造物のステンレス鋼の IASCC 亀裂進展と破壊靭性に対する傾向式の検討結果を報告する。

キーワード：BWR, 炉内構造物, ステンレス鋼, 中性子照射, 亀裂進展, 破壊靭性

1. 緒言

軽水炉炉内構造物の健全性評価では、中性子照射によるステンレス鋼の特性変化を考慮することが求められており、そのためには材料特性の照射量依存性等を適切に表す傾向式が必要である。本稿では、照射ステンレス鋼の特性のうち、BWR炉内条件における亀裂進展と破壊靭性の傾向式について検討した。

2. 検討結果

(1)亀裂進展速度

亀裂進展速度の傾向式の検討では、1/4T 以上の CT 試験片を用いた溶体化ステンレス鋼母材(304/304L、316/316L)の亀裂進展速度データのうち、生データに遡って精査可能な文献値を対象とすることとし、JMTR 照射材と BWR 照射材を用いた照射後試験データ 84 件を抽出した。その内訳は、通常水質(NWC)模擬条件 54 件、水素注入水質(HWC)模擬条件 30 件であった。亀裂進展速度 da/dt の関数形は、対数値の飽和傾向と K 値の指数の照射量依存性を考慮して$\mathrm{da/dt} = 10\hat{}[A + B \cdot exp(-F/C)]) \cdot K^{n(F)}$($F$ は照射量、A, B, C は定数)とした。図 1 は NWC 条件下での亀裂進展速度の傾向線を例として示す。K 値の指数 n は照射量はとともに減少し、照射量約 4 dpa 以上で飽和する傾向線となった。

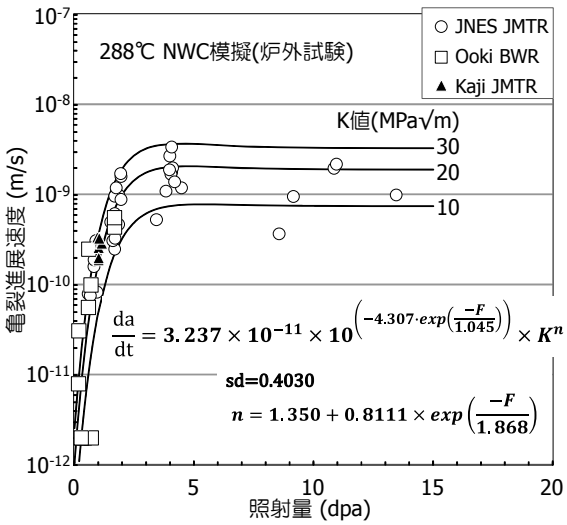


図1 IASCC亀裂進展速度データと照射量依存性傾向線

(2)破壊靭性

破壊靭性値の傾向式の検討には、比較的信頼性が高い 1/4T 以上の CT 試験片及び 3 点曲げ試験片を用いた溶体化ステンレス鋼母材(304/304L、316/316L)の J_{IC} または J_Q の照射データを対象とし、約 288℃ で試験した破壊靭性値 69 件を抽出した。破壊靭性値 J の傾向式の検討には、飽和型の照射量依存性を表す関数形として$J = [a + b \cdot exp(-F/c)])$($F$は照射量、$a, b, c$ は定数)を用いた。図 2 はデータと傾向線を示す。データのばらつきが大きいものの、10 dpa 程度でほぼ飽和する傾向式となった。材料圧延方向と亀裂進展方向を考慮した傾向線の検討結果についても整理した。

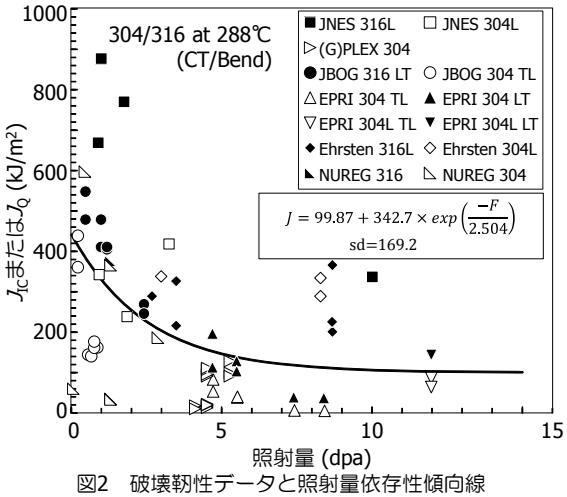


図2 破壊靭性データと照射量依存性傾向線

参考文献: 日本原子力研究開発機構: 平成 28 年度 軽水炉照射材料健全性評価研究 報告書　笠原ら: JAEA-Review 2018-012

本件で使用したデータシートについては、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託事業「軽水炉照射材料健全性評価研究」で得られた成果である。

* Shigeki Kasahara[1], Koji Fukuya[2], Yasuhiro Chimi[1], Katsuhiko Fujii[2], Masato Koshiishi[3]

1 Japan Atomic Energy Agency, 2 Institute of Nuclear Safety System, 3Nippon Nuclear Fuel Development

リスクに基づく軽水炉圧力容器の健全性評価

Risk-based Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessel

*中筋 俊樹[1]，森下 和功[1]

[1]京都大学

軽水炉圧力容器は、中性子照射脆化や熱疲労、腐食等が生じて破損する可能性があり、それらの劣化を把握し、壊れる前に対処することが重要である。本研究では、リスク情報を活用して、中性子照射脆化および疲労に対する圧力容器の健全性評価の検討を行った。

キーワード：原子炉圧力容器，リスク評価，照射脆化，疲労

1. 緒言

軽水炉圧力容器は、放射性物質を閉じ込める原子炉冷却材圧力バウンダリとしての機能を十分に果たすことが求められる。一方で、腐食、熱疲労および中性子照射脆化等の劣化が生じることも知られている。これらの劣化が生じる中で、圧力容器の健全性を確保する必要があり、そのための保全活動が日々行われている。特に、圧力容器は取替えを行わない機器の１つであるため、圧力容器の劣化がプラントの寿命を決める要因にもなりうる。しっかりと保全活動を行い、圧力容器が破損しないようにすることはプラントの安全を保つ上で重要である。このとき、“どの破損モードに対してどの程度健全であるか”をリスク値により定量化することは、合理的な保全活動を行うために必要となる。本研究では、リスク情報を活用して、中性子照射脆化、熱疲労、腐食に対する圧力容器の健全性評価の検討を行った。

2. リスク評価手法

本研究では、加圧水型軽水炉における加圧熱衝撃による圧力容器胴部の脆性破壊および入口管台の疲労破壊に着目した。脆性破壊については、日本の照射脆化予測法 JEAC4201-2007 および JEAC4201-2007（2013 年追補版）で評価されている、照射脆化予測値と実測値の残差を正規分布で仮定し、脆性破壊の確率を算出した。疲労破壊は、応力-破断繰返し線図において、破断繰り返し数を同じとしたときの応力レベルのバラツキを正規分布により表現し、疲労割れの確率を算出した。これらの破壊確率を破損リスクとして定義する。

3. 結果および考察

図１に各破損モードにおける圧力容器の破損リスクを示す。どちらも運転時間の増加とともに、破損確率も増大していることが分かる。これは照射脆化の進行および繰返し応力の蓄積によるためである。ここから、疲労割れの破壊確率の方が脆化割れに比べて２桁ほど高いこともわかる。また、脆化割れについては、疲労破壊リスクよりも低いが、運転初期に比べて運転後期ではリスクは４桁以上も高くなる。

このようにして得たリスクの増加を念頭に置いて保全計画（脆化監視試験片の取り出し時期、疲労き裂の検査時期等）の立案は、合理的な保全活動を行うために重要である。

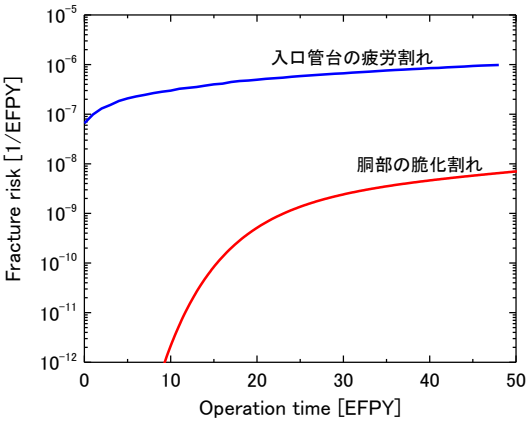


図１　圧力容器の破損リスク

*Toshiki Nakasuji[1]and Kazunori Morishita[1]

[1]Kyoto Univ.

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

Thu. Sep 6, 2018 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room D A32 -A Building

[2D01-04] Accident-tolerant Fuel 1

Chair:Kunihiro Itoh(NDC)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2D01] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(1) Overview of project

*Shinichiro Yamashita[1], Seiichi Watanabe[2], Nozomu Murakami[3], Hisaki Sato[4], Takao Kondo[5], Takashi Nozawa[6], Kan Sakamoto[7], Kazuyuki Kusagaya[8], Shigeharu Ukai[9], Akihiko Kimura[10] (1. JAEA, 2. MNF, 3. MHI, 4. Toshiba ESS, 5. Hitachi-GE, 6. QST, 7. NFD, 8. GNF-J, 9. Hokkaido Univ., 10. Kyoto Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2D02] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(2) FeCrAl-ODS steels for BWR fuel claddings

*Kan SAKAMOTO[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Akifumi Yamaji[4], Kazuyuki Kusagaya[5], Takao Kondo[6], Shinichiro Yamashita[7], Fukahori Tokio[7] (1. NFD, 2. Hokkaido Univ., 3. Kyoto Univ., 4. Waseda Univ., 5. GNF-J, 6. Hitachi-GE, 7. JAEA)

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

[2D03] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(3) SiC for BWR

*Hisaki Sato[1], Kazuo Kakiuchi[1], Ryo Ishibashi[2], Tomohiko Ikegawa[2], Takao Kondo[2], Shinichiro Yamashita[3], Tokio Fukahori[3] (1. Toshiba ESS Corporation, Nuclear Safety System Design & Engineering Department, 2. Hitachi GE, 3. JAEA)

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

[2D04] R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs

(4) SiC composite material for PWR

*seiichi watanabe[1], Daiki Sato[1], Kenichiro Furumoto[1], Nozomu Murakami[3], Shinichiro Yamashita[2], Tokio Fukahori[2] (1. MNF, 2. JAEA, 3. MHI)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発 (1) 全体概要

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs
(1) Overview of project

*山下真一郎[1]，井岡郁夫[1]，根本義之[1]，白数訓子[1]，倉田正樹[1]，加治芳行[1]，深堀智生[1]，
渡部清一[2]，村上望[3]，佐藤寿樹[4]，近藤貴夫[5]，野澤貴史[6]
坂本寛[7]，草ヶ谷和幸[8]，鵜飼重治[9]，木村晃彦[10]，山路哲史[11]
[1]JAEA，[2]MNF，[3]MHI，[4]東芝 ESS，[5]日立 GE，[6]QST，[7]NFD，[8]GNF-J，[9]北大，[10]京大，[11]早大

軽水炉の安全性向上に資する新型燃料の技術基盤整備を目的に、事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発プロジェクトを進めている。本シリーズ発表では、研究対象とする各新型燃料候補材料において、平成 29 年度までに得られた代表的な成果を報告する。本発表においては、研究開発プロジェクトの全体について概要を紹介する。

キーワード：軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故を教訓に、冷却材喪失等の過酷条件においても損傷しにくく、高い信頼性を有する新型燃料の開発への関心が高まり、世界中の多くの国々において事故耐性を高めた新型燃料の研究開発が開始されている。本プロジェクトは、経済産業省資源エネルギー庁からの委託を受けたプロジェクトの一つとして、国内の軽水炉燃料設計、安全性評価、材料開発を実施してきた人材、解析ツール、ノウハウ、及び経験を十分に活かしつつ、新型燃料部材を既存軽水炉に装荷可能な形で設計・製造するために必要となる技術基盤を整備することを目的に、2015 年 10 月から開始され継続実施中である。

2. 成果概要

2015 年度に作成した、①各新型燃料候補材料の技術成熟度（TRL）整理表、②技術課題マップ（AG: Attribute Guide）、及び③各新型燃料候補材料の研究開発計画（R&D 計画）に基づき、基礎データ取得のための試験、過酷事故を模擬した条件下での材料実験、各種計算コードを用いた解析・評価等を継続実施した。また、プロトタイプ燃料の設計に必要な照射試験データ整備の一環として、米国オークリッジ国立研究所の試験研究炉（高中性子束アイソトープ炉）を用いた材料照射試験を継続実施するとともに、一部の目的照射量に達した照射後試験片を国内機関に輸送し、照射後試験データを取得した。

本事業で対象とする BWR 用 FeCrAl-ODS 鋼、BWR 用 SiC、及び PWR 用 SiC の研究開発成果は、「既存軽水炉に装荷した場合の影響評価」、「解析や評価に必要な材料物性データの取得」、「照射試験計画の検討」の主要な 3 項目に分けて概要を紹介するとともに、各個別候補材料の技術内容については、別途設けられる個別テーマ毎のシリーズ発表の中で、詳細を報告する。

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２９年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Shinichiro Yamashita[1], Ikuo Ioka[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Noriko Shirasu[1], Masaki Kurata[1], Yoshiyuki Kaji[1], Tokio Fukahori[1], Seiichi Watanabe[2], Nozomu Murakami[3], Hisaki Sato[4], Takao Kondo[5], Takashi Nozawa[6], Kan Sakamoto[7], Kazuyuki Kusagaya[8], Shigeharu Ukai[9], Akihiko Kimura[10], Akifumi Yamaji[11], [1]JAEA, [2]MNF, [3]MHI, [4]Toshiba ESS, [5]Hitachi GE, [6]QST, [7]NFD, [8]GNF-J, [9]Hokakido U, [10]Kyoto U, [11]Waseda U

安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発(2)
(2) BWR 用 FeCrAl-ODS 鋼

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs (2)

(2) FeCrAl-ODS steels for BWR fuel claddings

*坂本　寛[1]，鵜飼重治[2]，木村晃彦[3]，山路哲史[4]，草ヶ谷和幸[5]，近藤貴夫[6]，
山下真一郎[7]，深堀智生[7]

[1]NFD，[2]北大，[3]京大，[4]早大，[5]GNF-J，[6]日立 GE，[7]JAEA

BWR 装荷を目標とした事故耐性の高い改良ステンレス鋼（FeCrAl-ODS 鋼）燃料被覆管の実用化開発を進めている。本発表では平成 29 年度に得られた成果の全体概要を紹介する。

キーワード：軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管

1. 緒言

平成 28 年度までに各種解析に必要な材料物性データを取得すると共に、現行材(Zry 材)を FeCrAl-ODS 鋼等に置換した各種解析により炉心の成立性、設計成立性の確保、事故及び過酷事故時における事故進展緩和効果を確認している(1)。本発表では、平成 29 年度に継続実施した照射後試験を含む取り組みにより得られた成果の概要を紹介する（詳細は別途、本学会にてシリーズ発表する）。

2. 成果概要

2-1. 既存軽水炉に装荷した場合の影響評価

平成28年度までに、現行のZry製9×9 UO_2燃料の燃料被覆管をFeCrAl-ODS鋼に置換した場合を想定し、被覆管肉厚を約半分(0.30 - 0.35 mm)にすることで現行材と同程度の炉心の成立性、設計成立性が確保できる見通しを得ていた。平成 29 年度は、MOX 燃料でも同様に現行の Zry 製 MOX 燃料と同程度の成立性が維持できることを確認した。安全解析では、アクシデントマネジメントを考慮した場合の導入効果を定量評価して、炉心損傷を防止するための減圧時間、必要注水量の裕度が拡大することを確認した。

2-2. 解析・評価に必要な材料物性データ等、欠落データ取得

現行の約半分の肉厚で 1 m 超の燃料被覆管（9×9 燃料、10×10 燃料）を製作し、製造性に問題がないことを確認した。また、海外試験炉で損傷量 2.6 dpa まで中性子照射した板材引張試験片を国内に輸送し、照射後試験を実施して、ふるまい解析に必要となる機械的特性データを取得した。さらにヨウ素 SCC 耐性試験、摩耗試験、LOCA 模擬試験等の通常運転時から事故時までの適用性評価に必要となる各種物性データを取得し、軽水炉への適用性に問題がないことを確認した。

2-3. 照射試験計画の検討

燃料のふるまい解析に必要となる照射材の物性データを取得するため、最大損傷量が 13 dpa までの材料照射試験を継続して、一部照射試験を完了した。また、ふるまい解析の妥当性評価に必要となる模擬燃料棒照射試験の照射条件を解析により具体的に検討した。

(1) 坂本ら、3M02、3M05～3M10、原子力学会 2017 年秋の大会予稿集

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２９年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Kan Sakamoto[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3], Akifumi Yamaji[4], Kazuyuki Kusagaya[5], Takao Kondo[6], Shinichiro Yamashita[7], Tokio Fukahori[7], [1]NFD, [2]Hokkaido U, [3]Kyoto U, [4]Waseda U, [5]GNF-J, [6]Hitachi GE, [7]JAEA

安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発
（3）BWR 用 SiC

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs
(3) SiC for BWR

*佐藤 寿樹[1]，垣内 一雄[1]，石橋 良[2]，池側智彦[2]，近藤 貴夫[2]
山下 真一郎[3]，深堀 智生[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]日立 GE，[3]JAEA

事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉への導入に向けて BWR 燃料材料用 SiC 複合材料の開発を進めている。本発表では平成 29 年度に得られた成果の概要を紹介する。

キーワード：軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管、SiC

1. 緒言

事故耐性を高めた新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発として、BWR 用被覆管、チャンネルボックスへの適用を目指した SiC 複合材料の開発を進めている。本発表では、平成 29 年度に実施した成果の概要を紹介する（RIA 解析の評価は本学会にて別途シリーズ発表する）。

2. 成果概要

2-1. 既存軽水炉に装荷した場合の影響評価

通常時の燃料ふるまいでは、SiC 被覆管の複合化（肉厚方向の多層化）を考慮した FEMAXI-7-SiC 版を用い、多層化による影響を把握するとともに、ペレット被覆管ギャップ幅、熱伝導度、燃料棒寸法等をパラメータとした解析を実施し、SiC 被覆管の燃料設計成立性に感度の高いパラメータを確認した。

安全解析では、BWR の代表的な事象進展シーケンスに対して、MAAP5.05 β を用いた過酷事故解析を実施し、ジルカロイを SiC に置き換えることにより、燃料破損を防止するための減圧時間余裕や必要注水量に係る，アクシデントマネジメントの裕度を拡大できることを確認した。また、過渡解析コード（TRACT^{TM}）を用いて RIA 解析を行い、現行ジルカロイ被覆管と大きな違いがないことを確認した。更に、TRACT^{TM} と FEMAXI との連携解析を実施し、燃料棒の機械的特性を評価した。

2-2. 材料物性データの取得

腐食特性として、良好な耐食性を示す CVD プロセスを施した SiC/SiC 複合材試験片、及びコーティングを施した SiC/SiC 複合材試験片に対し、高温水腐食試験（温度：288℃以上、溶存酸素濃度：8 ppm、圧力：飽和蒸気圧以上）を約 1000 時間まで実施し、これまでと同等の良好な耐食性を有すること、及び高耐食性を有するコーティング材質を確認した。

また、熱水力特性として、SiC 材料特性が熱流動特性に与える影響を把握するために、被覆管内面粗さ、表面熱伝達、材料中の空孔率等の違いによる影響を調査し、ペレット温度に与える影響は、被覆管内面粗さが大きく影響し、表面熱伝達や空孔率は小さいことを確認した。

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 29 年度「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業」（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Hisaki Sato [1], Kazuo Kakiuchi[1], Ryo Ishibashi[2], Tomohiko Ikegawa[2], Takao Kondo[2], Shinichiro Yamashita[3], Tokio Fukahori[3]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., [2]Hitachi GE, [3]JAEA

安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた研究開発
（4）PWR 用 SiC 複合材料

R&D for introducing advanced fuels contributing to safety improvement of current LWRs
(4) SiC composite material for PWR

*渡部清一[1]，佐藤大樹[1]，古本健一郎[1]，村上望[2]，山下真一郎[3]，深堀智生[3]，
[1]三菱原子燃料，[2] 三菱重工，[3]JAEA,

加圧水型軽水炉（PWR）向けの事故耐性燃料被覆管として、SiC 複合材製の燃料被覆管（SiC 被覆管）を適用した場合の影響評価を実施している。本発表では、平成 29 年度に得られた成果の概要を紹介する。なお、研究成果の詳細は、本学会におけるシリーズ発表「事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価(5)～(7)」において紹介する。

キーワード：軽水炉、安全性向上、事故耐性、燃料被覆管、PWR

1. 緒言

事故耐性燃料の被覆管材料として有力な材料の一つである SiC 複合材の主な課題として、①材料・照射特性の把握、②燃料設計の成立性評価、③事故時安全性への影響評価、が挙げられる。本研究では、上述した①～③の課題解決を目的として、SiC 被覆管を用いた炉外試験及び照射試験、燃料ふるまい・炉心特性及び事故時安全性の評価手法の開発並びに解析評価を計画・実施している。

2. 成果概要

2-1. 材料・照射特性の把握

本研究では、PWR 燃料のふるまい評価（設計成立性評価）に必要な材料特性のうち、SiC 複合材に特徴的かつ燃料ふるまいへの影響が大きい特性を優先的に調査する計画としている。平成 29 年度は、前年度からの継続となる長時間腐食試験及び熱物性測定、並びに機械特性試験を実施し、SiC 被覆管の材料特性データを蓄積した。

また、必要な照射特性データ（熱伝導率、スエリング、腐食等）を研究炉で取得するための照射試験計画を立案し、試験用の模擬ロッド（SiC 端栓で加圧封入した被覆管）を作製した。

2-2. 燃料設計の成立性

SiC 被覆管のふるまい解析コードを用いて、燃料の機械設計の成立性を評価した。前年度までの成果（燃料ペレット設計の中空化）に加え、新たな技術オプションとして燃料棒の細径化も有効な方策の一つであることが確認された。また、炉心特性解析により、燃料棒の細径化は炉心核設計の観点でも有効な技術オプションであることが確認された。

2-3. 事故時安全性への影響評価

現行の PWR 燃料被覆管と同じ体系で、SiC 被覆管の LOCA 模擬試験を実施した。SiC 被覆管は現行の LOCA 基準より厳しい条件でも膨れ・破裂・急冷時の破損がなく、LOCA 時の耐性が高いことを確認した。

また、シビアアクシデント（SA）のうち比較的発生確率の高いケースを模擬した事故進展解析の結果、SiC 被覆管には事故進展を抑制あるいは防止する効果があることが確認された。

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２９年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Seiichi Watanabe[1], Daiki Sato[1], Kenichiro Furumoto[1], Nozomu Murakami[2], Shinichiro Yamashita[3], Tokio Fukahori[3],
[1] MNF, [2] MHI, [3] JAEA

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

Thu. Sep 6, 2018 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room D A32 -A Building

[2D05-09] Accident-tolerant Fuel 2

Chair:Kan Sakamoto(NFD)

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

[2D05] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(5) Evaluation of influence on core neutronics characteristics and fuel behavior

*Nozomu Murakami[1], Kazuki Kirimura[1], Kazuya Yamaji[1], Daisuke Sato[1], Seiichi Watanabe[2], Daiki Sato[2], Kenichiro Furumoto[2], Shinichiro Yamashita[3], Tokio Fukahori[3] (1. MHI, 2. MNF, 3. JAEA)

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

[2D06] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(6) Mechanical property test

*Kenichiro Furumoto[1], Daiki Sato[1], Seiichi Watanabe[1], Shinichiro Yamashita[2], Tokio Fukahori[2] (1. MNF, 2. JAEA)

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

[2D07] The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants

(7) LOCA simulated test

*Daiki Sato[1], Seiichi Watabe[1], Daisuke Komiyama[1], Kenichiro Furumoto[1], Michiaki Okamoto[2], Masaaki Yamato[2], Yamashita Shinichiro[3], Tokio Fukahori[3] (1. MNF, 2. MHI, 3. JAEA)

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

[2D08] R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWRs core

(3) Plant transient analysis with SiC clad fuel for RIA accident

*Hideki Horie[1], Yutaka Takeuchi[1], Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1], Noriko Shirasu[2], Hiroaki Saito[2], Shinichiro Yamashita[2], Tokio Fukahori[2] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2D09] High Temperature Formation Behavior of SiO_2 Oxide Film Formed on Surface of SiC

*Souichirou Yamaguchi[1], Takashi Onithuka[2], Masayoshi Uno[2] (1. University of Fukui graduate school of engineering Advanced Interdisciplinary Science and Technology, 2. Research Institute of Nuclear Engineering)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価 （5）炉心・燃料特性への影響評価

The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants (5) Evaluation of influence on core neutronics characteristics and fuel behavior

*村上　望[1]，桐村　一生[1]，山路　和也[1]，左藤　大介[1]，渡部　清一[2]，
佐藤　大樹[2]，古本　健一郎[2]，山下　真一郎[3]，深堀　智生[3]，
[1]三菱重工業，[2]三菱原子燃料，[3]原子力機構

事故耐性燃料（ATF：Accident Tolerant Fuel）被覆管材として SiC 複合材を既設 PWR に使用した場合、Zr 系被覆管材の場合に比べ燃料温度が高くなるため炉心の反応度停止余裕に影響する。この対策として細径燃料棒及び中空ペレットを用いた場合の炉心・燃料特性への影響を評価し、有効性を確認した。

キーワード：軽水炉，安全性向上，事故耐性，燃料被覆管，SiC

1. 緒言

SiC 被覆管は従来被覆管材に比べ熱伝導率が低く、また、燃料健全性の観点から燃焼を通じペレットと被覆管の接触を防止するよう間隙を大きくする必要があり、この結果燃料温度が上昇し反応度停止余裕に影響する。対策として燃料棒細径化及び中空ペレットを採用した場合の炉心・燃料特性への影響を検討した。

2. 検討条件

表 1 に示す通り、既設燃料仕様及び細径及び中空ペレット仕様を想定し、反応度停止余裕等の炉心特性及び燃料健全性を評価し、燃料仕様間で比較した。炉心は国内既設 4 ループ、ウラン濃縮度は 4.8wt%、集合体当たりのウラン装荷量は同じ、サイクル長は 13 ヶ月とした。また炉心計算には MHI の炉心解析コードシステム GalaxyCosmo-S を用い、燃料健全性評価には FEMAXI7 をベースに SiC 被覆管を取り扱えるように開発された燃料ふるまい解析コード FEMAXI-ATF を用いた。

表 1　燃料仕様条件

燃料仕様	セルピッチ	被覆管外径	被覆管厚	被覆管材質	ペレット径	中穴径
既設(Zr 被覆管)	12.6 mm	9.5 mm	0.57 mm	Zr 基合金	8.19 mm	なし
既設(SiC 被覆管)	↑	↑	↑	SiC 複合材	↑	なし
細径＋中空ペレット(SiC 被覆管)	11.3 mm	8.5mm	0.30 mm	SiC 複合材	7.75 mm	2.46 mm

3. 結果

燃料棒の細径化及び中空ペレットの使用による燃料温度上昇の低減により、現行既設炉と同等の反応度停止余裕を得た。また、燃料棒健全性（被覆管の放射性物質閉じ込め機能）についても維持される見通しを得た。

表 2　反応度停止余裕の比較（サイクル末期）

[%Δk/k]

燃料仕様	反応度停止余裕
既設(Zr 被覆管)	1.95
既設(SiC 被覆管)	1.06
細径＋中空ペレット (SiC 被覆管)	1.81

4. 結論

細径燃料棒及び中空ペレットを用いた場合の炉心・燃料特性への影響を検討し、燃料温度低減に有効な設計仕様の候補であることを確認した。引き続き SiC 被覆管の実用化に向け、SiC 特性データの蓄積／モデル化とそれらの設計・評価コードへの導入が望まれる。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Nozomu Murakami[1], Kazuki Kirimura[1], Kazuya Yamaji[1], Daisuke Sato[1], Seiichi Watanabe[2], Daiki Sato[2], Kenichiro Furumoto[2], Shinichiro Yamashita[3] and Tokio Fukahori[3]

[1] Mitsubishi Heavy Industries, [2] Mitsubishi Nuclear Fuel, [3] Japan Atomic Energy Agency

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価 （6）機械特性試験

The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants (6) Mechanical property test

*古本　健一郎[1]，佐藤　大樹[1]，渡部　清一[1]，山下　真一郎[2]，深堀　智生[2]，
[1]三菱原子燃料，[2]原子力機構

PWR 燃料への SiC 被覆管の適用性を評価するうえで重要な、周方向の機械特性を評価するために、SiC 被覆管サンプルを用いて A-EDC 試験[1]を実施した。

キーワード：軽水炉、事故耐性、燃料被覆管、SiC 複合材、機械特性

1. 緒言

既設 PWR 燃料に SiC 被覆管を適用した燃料棒の健全性評価において、被覆管応力の評価が重要である。また、SiC 複合材の機械特性には異方性があるため、軸・周方向それぞれの機械特性を把握することが必要である。しかし、SiC 複合材の脆性的挙動のため、特に周方向の機械特性を調べることが技術的に難しい。そこで本研究では、SiC 被覆管サンプルを用いて、近年 Zr 基合金管材を対象として開発された周方向機械特性試験である A-EDC 試験を実施し、SiC 被覆管の周方向機械特性の取得を試みた。

2. 試験

SiC 被覆管をリング状に加工した試料に対する A-EDC 試験について、最適な条件、試料形状等を検討し、試験を実施した。また、試験体系を模擬した有限要素法解析を実施し、試料の応力・ひずみの分布について調べ、SiC 被覆管に対する A-EDC 試験の適用性と技術課題を検討した。

3. 試験結果および結論

リング状試料の幅並びに潤滑剤について最適条件を検討し、試料幅 3 mm、窒化ホウ素系潤滑材を用いる条件にて A-EDC 試験を実施した。取得した周方向の応力・ひずみ特性を図 1 に示す。SiC 被覆管の周方向の弾性限界相当応力（PLS）は約 170～260 MPa、最大応力は約 230～340 MPa であった。

一方で、試験体系を模擬した有限要素法解析結果によると、上記試験にて最適と判断した条件であっても、理想的な単軸の周方向引張応力状態は形成されていない可能性が示された。SiC 被覆管に対する周方向機械特性試験の手法を確立するため、引き続き試料寸法や試験・評価手法について検討し、技術課題を解決していく必要がある。

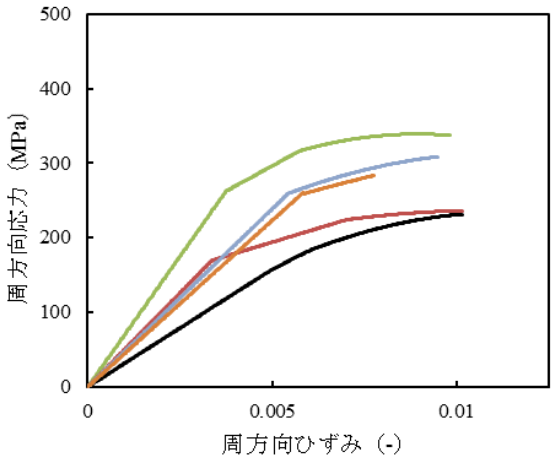


図 1　A-EDC 試験により取得した SiC 複合材の周方向の応力-ひずみ特性（5 試験分）

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

参考文献

[1] H. Abe, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, vol.52, no.10, 2015, pp.1232-1239.

* Kenichiro Furumoto[1], Daiki Sato[1], Seiichi Watanabe[1], Shinichiro Yamashita[2] and Tokio Fukahori[2]

[1] Mitsubishi Nuclear Fuel, [2] Japan Atomic Energy Agency

事故耐性燃料としての SiC 複合材被覆管の既設 PWR への適用性に関する評価 （7）LOCA 模擬試験

The feasibility study on SiC composite fuel cladding for the Accident Tolerant Fuel to the existing PWR plants (7) LOCA simulated test

*佐藤　大樹[1]，渡部　清一[1]，小宮山　大輔[1]，古本　健一郎[1]，
岡本　倫明[2]，大和　正明[2]，山下　真一郎[3]，深堀　智生[3]，
[1]三菱原子燃料，[2]三菱重工業，[3]原子力機構

事故耐性燃料（ATF：Accident Tolerant Fuel）としての SiC 被覆管を既設 PWR に使用した場合の LOCA 時挙動について調査するため、SiC 被覆管用に LOCA 模擬試験装置を製作し、試験を実施した。試験結果より、SiC 被覆管の耐 LOCA 性能は Zr 基合金被覆管に比べて優れていることを確認した。

キーワード：軽水炉，安全性向上，事故耐性，燃料被覆管，SiC，LOCA

1. 緒言

SiC 被覆管は、既設 PWR の LOCA 時に想定される高温環境において、高耐食性及び高強度を示すことが期待されているが、LOCA 時を模擬して取得された SiC 被覆管の挙動データは少ない。そこで、SiC 被覆管用に LOCA 模擬試験装置を製作して試験を実施し、SiC 被覆管の LOCA 時挙動を調査した。

2. 試験

試験の項目と概要を表 1 に示す。昇温試験、クエンチ試験ともに最高で 1600℃まで昇温した。

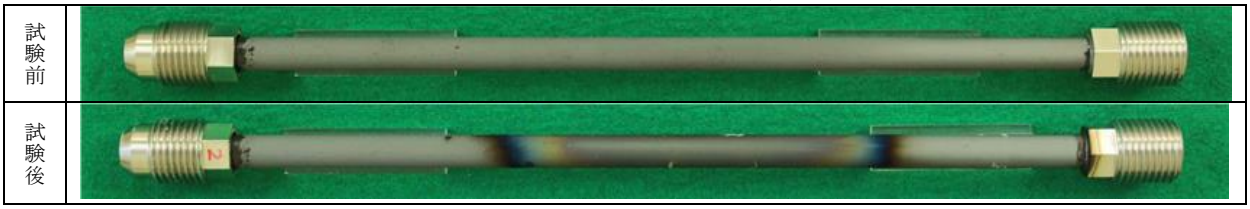
表 1　LOCA 模擬試験の概要

項目	概要
LOCA 模擬昇温試験	・初期内圧を付与した被覆管を、大気中において所定温度まで一定速度で昇温後、空冷する。 →LOCA 時の変形挙動データを取得する。
LOCA 模擬クエンチ試験	・初期内圧を付与した被覆管を、水蒸気雰囲気において所定温度まで一定速度で昇温後、所定時間保持し、水急冷する。 →急冷後の状態（破損の有無等）を確認する。

3. 結果

SiC 被覆管試料の昇温試験の結果、Zr 基合金被覆管に見られる被覆管の膨れやバーストは見られず、気密性を維持した。試験前後の外径変化率はおよそ±1%以下であり、有意な変形は認められなかった。また、SiC 被覆管試料のクエンチ試験の結果、図 1 に示す外観例のように、Zr 基合金被覆管が水急冷時に折損しうる条件（例：1200℃で 1000 秒保持）や現行の ECCS 基準を超える温度条件（1400℃、1600℃）において折損しなかった。

図 1　LOCA 模擬クエンチ試験前後の SiC 被覆管試料の外観例（1600℃、100 秒保持）



4. 結論

SiC 被覆管の LOCA 模擬試験により、既設 PWR の LOCA 時に想定される高温環境または現行 ECCS 基準よりも過酷な条件において、SiC 被覆管は殆ど変形せず、折損しなかった。このように、SiC 被覆管の耐 LOCA 性能は Zr 基合金被覆管に比べて優れている可能性が示唆された。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

* Daiki Sato[1], Seiichi Watanabe[1], Daisuke Komiyama[1], Kenichiro Furumoto[1], Michiaki Okamoto[2], Masaaki Yamato[2], Shinichiro Yamashita[3] and Tokio Fukahori[3]

[1] Mitsubishi Nuclear Fuel, [2] Mitsubishi Heavy Industries, [3] Japan Atomic Energy Agency

BWR 炉心安全性向上のための SiC 材料適用に向けた研究開発
（3）SiC 被覆管燃料炉心の RIA 解析評価

R&D for introducing silicon carbide materials to safety improvement of BWR's core

(3) Plant transient analysis with SiC cladding fuel for RIA accident

*堀江 英樹[1]，武内 豊[1]，垣内 一雄[1]，佐藤 寿樹[1]，白数 訓子[2]，齋藤 裕明[2]，山下 真一郎[2]，深堀 智生[2]

[1]東芝エネルギーシステムズ，[2]日本原子力研究開発機構

事故耐性炉心構造材の 1 つである SiC 複合材を燃料被覆管に用いた BWR プラントの反応度投入事故における熱水力挙動、および燃料棒の機械挙動を評価し、従来の Zry 被覆管を用いた燃料棒と比較した。

キーワード：事故耐性燃料，SiC，反応度投入事故，TRACT^{TM}，FEMAXI

1. 緒言

SiC を被覆管に適用した燃料挙動を現行の Zry 被覆管燃料と比較し、事故耐性燃料開発における課題を整理・検討した。前報[1]において、プラント過渡安全解析コード TRACT^{TM} を用いた過渡挙動評価の結果を、燃料棒ふるまい解析コード FEMAXI の被覆管表面における熱水力境界条件として与えることで、プラントの熱水力挙動と燃料棒の機械挙動を連携して解析評価する手法を開発し、LOCA 等での解析結果を報告した。本報では、反応度投入事故（RIA）を対象に評価した。

2. SiC 被覆管燃料の RIA 時の挙動評価

2-1. プラント過渡安全解析

対象プラント、燃料として、それぞれ ABWR、9x9 STEP-IIIA を選定した。RIA の過渡事象として制御棒 1 本の自然落下（投入反応度：0.89%Δk）を想定し、低温時／平衡サイクル初期の条件について評価した。その結果、燃料エンタルピ（図 1）、出力応答等の挙動について顕著な差は見られなかった。なお、図 1 の差の要因は熱伝導率の違いである。

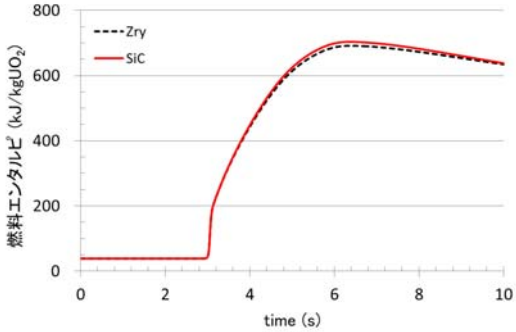


図 1 燃料エンタルピの比較

2-2. 燃料棒の機械挙動の比較

2-1 の結果を境界条件として燃料棒の機械挙動を評価した結果、Zry にはギャップ喪失による PCMI が生じたが、初期ギャップ幅を Zry（100μm）よりも広い 200μm とした SiC に対する本評価では、RIA 時もギャップが閉じることなく PCMI による応力増加は生じなかった。

3. 結論

SiC を燃料被覆管に適用した燃料の RIA 時における熱水力挙動と燃料棒の機械挙動を評価し、熱水力挙動については、Zry と比べて顕著な差異がないことを確認した。また、機械挙動については、運転条件、ギャップ幅等の条件を含めた検討が必要であることを確認した。

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 29 年度「原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業」（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

参考文献

[1] 武内ら、日本原子力学会 2017 年秋の大会　予稿 2I09

---

*Hideki Horie[1], Yutaka Takeuchi[1], Kazuo Kakiuchi[1], Hisaki Sato[1], Noriko Shirasu[2], Hiroaki Saito[2], Shinichiro Yamashita[2], and Tokio Fukahori[2]

[1]Toshiba Energy Systems and Solutions Corp., [2]JAEA

SiC 表面に生成した SiO_2 酸化被膜の高温生成挙動

High Temperature Formation Behavior of SiO_2 Oxide Film Formed on Surface of SiC

*山口 壮一朗　鬼塚 貴志　宇埜 正美

福井大学附属国際原子力工学研究所

抄録

有望な事故耐性燃料被覆材として SiC が注目されている。そこで、事故時条件での SiC 表面に生成する SiO_2 酸化皮膜の健全性を調べる目的で、SiC 試料を温度 1100~1500℃、保持時間 25~100h、大気雰囲気で酸化試験を行った。その結果、SiO_2 酸化皮膜の表面のクラックや多層構造を確認し、SiO_2 が生成しても条件によっては、酸化反応が停止しないことを確認した。

キーワード

炭化ケイ素、二酸化ケイ素、高温酸化挙動

1. 緒言

現在 LWR の安全裕度を大幅に改善するために、革新的な技術が強く求められており、その中でも SiC による Zr 合金の完全な置換は、事故耐性燃料被覆材として最も有望であると結論付けられている。SiC は、Zr 合金よりも高い高温強度、高い化学的不活性と、重大事故時ではるかに低い水素発生量が期待されるなど多くの魅力的な利点を有している[1]。またこれまでにも、水蒸気との酸化反応では良好な特性が示されている。しかし、事故時に想定される大気雰囲気下で高温に晒されたときに酸化保護膜である SiO_2 酸化皮膜の健全性が分かっていない。本研究では、高密度の SiC を用いて高温での酸化試験を行い、SiO_2 の健全性を評価した。

2. 実験方法

実験は、高密度 α-SiC を温度 1100、1300、1500℃、保持時間 25、50、100h、大気雰囲気の条件を用いて酸化試験を行った。その後、X 線回折、SEM・EDS を行った。

3. 結果

試験後の X 線回折の結果、全試験条件において SiO_2 酸化膜の生成を確認した。また、1300,1500℃の条件では SiO_2 がクリストバライトであることが分かった。次に、SEM で表面を観察すると 1300、1500℃の試料でひび割れを確認した。これは、冷却時にクリストバライトが約 163~275℃の温度で高温相から低温相へ相転移するときに、異常収縮したため[2]だと考えられる。SiO_2 酸化膜の厚さは、温度の上昇とともに厚くなっていることが分かった(表 1)。また、SEM 観察により 1500℃の時に SiO_2 が多層構造になっていることが確認された。また、この構造は(1)式の反応によりガス種である SiO が SiC と SiO_2 の界面で生成し、溜まることで SiO_2 が膨らみ、最終的に破壊されることで SiO が抜けていき[3]、その破壊された部分から酸素が新たに流入することで新たな SiO_2 が生成することで生じたと考えられる。これらの結果から、SiO_2 が生成しても条件によっては、酸化反応が停止しないと考えられる。

表 1 SiC 表面に生成した SiO_2 酸化皮膜の厚さ

		酸化皮膜の厚さ(μm)		
温度(℃)		25h	50h	100h
1100	1層	0.193±0.047	0.256±0.043	0.345±0.052
1300	1層	0.472±0.050	0.594±0.046	0.786±0.038
1500	多層	10.72±1.40	116.9±12.2	
	1層	1.203±0.403	0.981±0.325	2.737±0.993

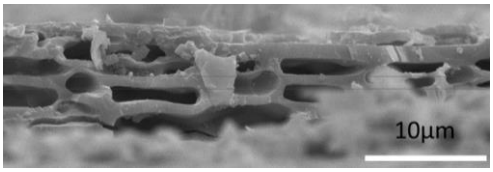


図 1 1500℃、25h での SiO_2 多層構造

$$SiC(s) + SiO_2(s) + \frac{1}{2}O_2(g) = 2\mathrm{SiO(g)} + \mathrm{CO(g)} \quad (1)$$

謝辞：本研究は科研費(26420866)の助成を受けたものである。

参考文献

[1] Barrett, K. et.al Idaho 83415 INL/EXT-12-27090 (2012)

[2] 日本セラミックス協会、セラミックス工学ハンドブック[応用]、第 2 版、P22,23、技報堂出版、2002

[3] Guinel M. J. F & Norton M. G. J, J. Non. Cryst. Solids, vol. 351, no.3, pp. 251-257, (2005)

⋆Souichirou Yamaguchi, Takashi Onitsuka, Masayoshi Uno

Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Fuel Division

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room D A32 -A Building

[2D_PL] Domestic and Overseas Progress on Molten Salt Reactor Development

Chair:Takayuki Terai(Univ. of Tokyo)

[2D_PL01] Progress in the World

*Yuji Arita[1] (1. Univ. of Fukui)

[2D_PL02] Progress in Japan

*Michio Yamawaki[1] (1. Univ. of Fukui)

[2D_PL03] Progress in China

*Xu Hongjie[1], Xia Xiaobin[1] (1. SINAP)

2018年秋の大会

核燃料部会セッション

溶融塩炉開発の国内外の状況
Domestic and Overseas Progress on Molten Salt Reactor Development

（1）世界の状況

(1) Progress in the World

*有田　裕二
福井大学

1. 国際的な枠組みにおける取り組み

溶融塩炉は第４世代原子力システムとしてGIF(The Generation IV international Forum)の中で取り上げられており各国の開発状況等が報告されてきた。2014年に改訂されたロードマップにおいて、2025年までの開発目標として溶融塩高速炉の基本コンセプトを示すこと、溶融塩を利用する他システム（溶融塩冷却炉や熱輸送システムなど）との共同開発、溶融塩の物性把握や腐食に関する知見、塩処理に関することなどが示されている[1]。最近では、2017 年 1 月にワークショップが開催され、各国からの進捗状況や計画が示されている。

一方、国際原子力機関（IAEA）は、2016 年 10 月末に、トリウムを用いた溶融塩炉に関する国際会議「Technical Meeting on the Status of Molten Salt Reactor Technology」をウィーンの本部で開催し、研究開発の加速に向けた議論を始めた。IAEA は今までトリウム利用炉や小型炉の会合を開いたことはあるが、溶融塩炉に特化した国際会議の開催は初めてであった。欧州各国や米国などの先進国と、中国、インドなどのアジア諸国など、約 20 の国と国際機関から、溶融塩炉専門家約 40 名が参加した。IAEA は、今後、予算化を図り、溶融塩炉に関する国際プロジェクトを開始する」と宣言した。なお、これらの方針は、9 月の IAEA 総会で加盟各国に説明されたとのことである。

2. 各国における取り組み

地域的には大きく分けて 4 つの動きがある、(1)米国の政府とベンチャーと大学、(2)欧州共同体の研究計画を主軸とする活動、(3)中国の上海を中心とする動き、(4)中国を除くアジアの動き（インドネシア、日本など）である。

米国の特徴は、ベンチャー企業が参入していることである。プラントの最初の試験炉が立ち上がるまでの期間で、5年程度をターゲットにしたもの（2020～2025 年）、20～40年後（2050 年頃）をターゲットにしたものに大きく分類される。すなわち短期集中型と長期・基礎研究型である。前者ではすでにプラント設計に入っている。これらの特徴としては、1960 年台の MSRE(Molten Salt Reactor Experiments)試験炉の設計を基礎としており、新材料の開発は最小限にする方針となっている。これら計画にはアメリカエネルギー省からも予算が割かれており官民協力して開発を推進しようとしている。また、これらの技術を元にしたプロトタイプ炉をインドネシアに導入しようとする計画も示されており新興国にも溶融塩炉導入の動きが進展している。欧州では HORIZON2020(The EU Framework Programme for Research and Innovation)の中で溶融塩高速炉の安全性評価プロジェクトを進めている。英国においてもベンチャー企業が溶融塩炉の導入計画を示しておりファンドからの支援も含め、国家とは別の道筋で導入が進展する可能性も大きくなってきている。

参考文献

[1] “Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems” OECD Nuclear Energy Agency for the Generation IV International Forum (Jan. 2014)

*Yuji Arita
Univercity of Fukui

2018年秋の大会

核燃料部会セッション

溶融塩炉開発の国内外の状況
Domestic and Overseas Progress on Molten Salt Reactor Development

（2）国内の状況
(2) Domestic Progress

*山脇　道夫
福井大学・東京大学

1. 基盤研究から新型炉設計提案へ

「溶融塩技術の原子力への展開」研究専門委員会（主査：山脇道夫）が 2013~2017 年に活動した中で報告された溶融塩炉研究のハイライトとしては、先ず溶融塩炉の過酷事故を評価した研究があげられる。福井大―東大―電中研（有田、寺井、山脇ほか）により、事故時放射能放出について、何がどれだけ放出されるのかを模擬体系の蒸気圧測定により推定し、放射能放出量は軽水炉の場合に比べ桁違いに低くおさえられることを示した。炉心構造材料 Ni 基超合金と溶融塩との両立性についても評価され、良好な性能が示された。次いで、高レベル放射性廃棄物の減容への溶融塩炉による核変換の効果の評価が報告された。三田地によれば､溶融塩高速炉の４０年運転２段構成方式で､TRU 消滅率 90%以上が達成できることを導き、本手法の性能の高さを確認している。廣瀬は、溶融塩の相安定性を維持するため、TRU 専焼炉などでは緩衝材の適用が有用であることを指摘した。

溶融塩炉の新型設計としては、先ず福井大から静置型溶融塩炉が提唱された。この概念では、燃料は炉心のタンク内に保持されるため、炉心外部の熱交換器へ燃料を運ぶ配管が不要となり、過酷事故を想定する必要がなくなる利点がある。次いで、溶融塩炉心と乾式再処理施設を直接配管で結びつけ、溶融塩の連続再処理を可能にする統合型溶融塩炉の新しい方式 IMSFR が山脇・小山（福井大・電中研）により提唱された。乾式再処理を液体金属抽出法によって行えば、燃料溶融塩は液体状態のまま炉心と燃料処理系の間を循環させることが可能になり、極めて単純な構造のシステムとなりうる。高速炉の特性を向上させるため、フッ化物に換えて塩化物溶融塩を燃料として採用することが提案された。トリウム・テック・ソリューション社の木下らは、燃料ピン型溶融塩炉を提唱しているが、英国の Moltex Energy 社の提案と共通の特徴を有している。都市大の高木は、Moltex Energy 社のピン型溶融塩炉について、燃焼・増殖性能の評価を行っている。また塩化物溶融塩を用いる場合、塩素の同位体 ^{35}Cl、^{37}Cl のうち、^{37}Cl を濃縮した場合の中性子エネルギースペクトルへの効果などを評価している。

2. 溶融塩炉を支える技術環境

わが国には溶融塩炉開発を直に支えていける技術環境が備わっている。「溶融塩技術の原子力への展開」研究専門委員会の委員の中で例を挙げれば、上述以外では電中研が乾式再処理の技術開発を長年続けてきていること、核融合科学研究所がフッ化物溶融塩ループを建設・運転していることがある。同志社大では溶融塩技術研究に長年の蓄積がある。日立、東芝、三菱の原子炉メーカとしての経験、JAEA の原子力研究の蓄積、荏原製作所のポンプ、バルブ等の製作経験、東洋炭素の黒鉛の製造経験等、枚挙にいとまがない。このような我が国の総力を挙げて取り組めば、近い将来の日本型溶融塩炉の実現も夢ではないであろう。

---

*Michio Yamawaki
Univ. of Fukui and Univ. of Tokyo

2018年秋の大会

核燃料部会セッション

溶融塩炉開発の国内外の状況
Domestic and Overseas Progress on Molten Salt Reactor Development

(3) Progress in China

*Hongjie Xu[1], Xiaobin Xia[1]
[1]TMSR Center, Shanghai Institute of Applied Physics (SINAP), Chinese Academy of Sciences, China

Abstruct

TMSR (Thorium Molten Salt Reactor Energy System) is a research program of Chinese Academy Sciences, financial supported directly by Chinese Government. Research activities of TMSR include MSR (with FHR), Th-U fuel cycle and non-electric application, and to realize industrial application finally. TMSR started from 2011 has made much progress, which include the research team of about 500 staff has been founded, researching facility system on TMSR has established, and most technologies on TMSR have been mastered by the team. Several test reactor design have finished and TMSR-LF1 is under construction. Looking for future, MSR will play key role in Gen-IV R&D, not only on the performance of reactor, but also on the requirement. Accordance with the progress of TMSR program, a proposal about based on the small modular TMSR to realized TMSR industrial application by 2030 has been proposed.

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

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 7:55 AM UTC | Room D A32 -A Building

[2D10-17] Accident-tolerant Fuel 3

Chair:Ken Kurosaki(Osaka Univ.)

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

[2D10] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)
(1) Fuel performance during severe accident with accident management

*Tomohiko Ikegawa[1], Ryo Ishibashi[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. Hitachi-GE, 2. NFD, 3. JAEA)

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

[2D11] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)
(2) Applicability of MOX fuel core design

*Sho Takano[1], Daisuke Goto[1], Kazuyuki Kusagaya[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. GNF-J, 2. NFD, 3. JAEA)

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

[2D12] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)
(3) Mechanical properties of manufactured steels

*Mohammad Aghamiri[1], Shigeharu Ukai[1], Naoko Oono[1], Shigenari Hayashi[1], Takashi Sowa[1], Naoya Sugawara[1], Hiroshi Sakamoto[2], Yamashita Shinichiro[3] (1. Hokkaido Univ., 2. NFD, 3. JAEA)

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

[2D13] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)
(4) Endurance for fuel failure under normal operation condition

*Yusuke Miura[1], Kan Sakamoto[1], Shinichiro Yamashita[2], Tokio Fukahori[2] (1. NFD, 2. JAEA)

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

[2D14] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)
(5) Welding and inspection

*Akihiko Kimura[1], Yuuki Yanmasaki[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Kan Sakamoto[2], Shinnichiro Yamashita[3], Kazuyuki Kusagaya[4] (1. IAE, Kyoto University, 2. NFD, 3. JAEA, 4. GNF-J)

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

[2D15] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)
(6) End-plug joining test applying PRW technique

*Takashi Tanno[1], Yasuhide Yano[1], Tatsuya Tsukada[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[1] (1. JAEA, 2. NFD)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2D16] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)
(7) Evaluation of irradiation behavior

*Naoyuki Hashimoto[1], Kodai Toyota[1], Yixiang Tang[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3] (1. Faculty of Engineering, Hokkaido University, 2. Nippon Nuclear Fuel Development Co., 3. Japan Atomic Energy Agency)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2D17] R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)
(8) Mechanical properties after neutron irradiation

*Katsuhito Takahahshi[1], Mitsuo Nozue[1], Yusuke Miura[1], Kan Sakamoto[1], Akihiko Kimura[2], Sigeharu Ukai[3], Shin-ichirou Yamashita[4] (1. NFD, 2. Kyoto Univ., 3. Hokkaido Univ., 4. JAEA)

4:45 PM - 4:55 PM JST | 7:45 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(3)
(1) アクシデントマネジメントを考慮した過酷事故時性能評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)

(1) Fuel performance during severe accidents with accident management

*池側 智彦[1]，石橋 良[1]，坂本 寛[2]，山下 真一郎[3]

[1]日立 GE，[2]NFD，[3]JAEA

BWR への装荷を目標として，事故耐性燃料（改良ステンレス鋼（FeCrAl-ODS 鋼）及び SiC 燃料）の研究開発を推進している。本発表では，燃料破損を防止するための減圧時間余裕や必要注水量に係る，アクシデントマネジメント（AM）を考慮したシビアアクシデント（SA）解析結果を紹介する。

キーワード：事故耐性燃料，シビアアクシデント，BWR，アクシデントマネジメント

1. 緒言

軽水炉材料として一般にジルカロイ（Zry）が用いられているが，高温環境下では水蒸気とジルコニウムが反応して水素及び反応熱が発生し，発生した反応熱は事故時の炉心損傷発生の有無に影響を及ぼす。昨年度は，AM を考慮しない SA 解析結果[1]を報告したが，今年度は，AM（減圧及び消防ポンプ車による外部からの低圧注水）を考慮した場合の事故耐性燃料の性能を定量的に評価した。

2. アクシデントマネジメントを考慮したシビアアクシデント解析

2-1. 解析条件

ABWR 相当の大型 BWR を対象プラントとし，9×9 燃料（A 型）の燃料被覆管，水ロッド，及びチャンネルボックスに Zry を用いるケースと事故耐性材（FeCrAl-ODS 鋼もしくは SiC）を用いるケースとを比較した。BWR の代表的な事象進展シーケンスの中から AM 実施の時間余裕を有する長期 TB（全交流電源喪失）を選定し，減圧タイミング及び低圧注水量をパラメータとした感度解析を実施した。AM の低圧注水量は，日本の消防法を参考に消防ポンプ車 1 台あたりの注水量（90～168m³/h）を包絡するように設定し，解析コードは事故耐性材をモデル化している最新の MAAP5.05（但しβ版）を用いた。

2-2. 解析結果

一例として，炉心損傷を防止するための必要注水量の評価結果を Zry 燃料と比較して右図に示す。水面上に長時間露出することで 1000℃以上の高温に達した後の燃料を注水によって除熱する場合，Zry 燃料では高温 Zry と燃料除熱時に発生する蒸気との反応（水蒸気酸化反応）によって Zry 燃料が発熱するため，炉心損傷を防止するには崩壊熱と反応熱を超える熱容量の注水量が必要になる。対して，事故耐性燃料は，水蒸気酸化反応速度及び発生熱量が小さく，Zry 燃料の約半分の注水量で炉心損傷を防止できる可能性が示唆された。

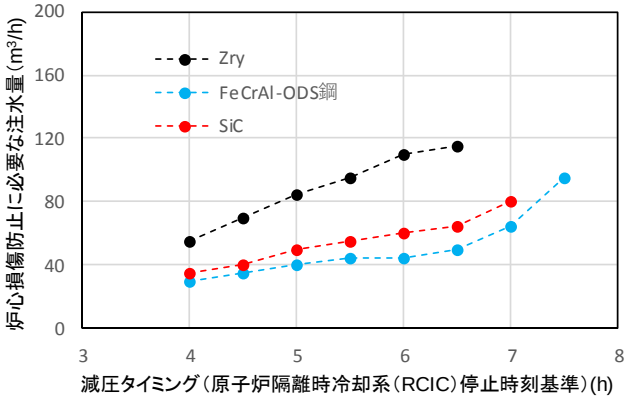


図　必要注水量評価結果（RCIC注水継続時間：72時間）

3. 結論

BWR の代表的な事象進展シーケンスの一つである長期 TB（全交流電源喪失）において，事故耐性燃料（FeCrAl-ODS 鋼及び SiC）が Zry より高い事故耐性を持つことを解析で確認した。事故耐性燃料を適用することで，同一注水量の設備を用いる場合は減圧時間余裕を 1.5～3 時間（本予稿では図示せず），同一減圧タイミングを仮定する場合は必要注水量を半減できる効果が期待できる。

参考文献

[1] 池側他，「改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(2) (2)シビアアクシデント時の性能評価」，日本原子力学会 2017 年秋の大会，3M06

本研究発表は，経済産業省資源エネルギー庁の平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Tomohiko Ikegawa[1], Ryo Ishibashi[1], Kan Sakamoto[2] and Shinichiro Yamashita[3]

[1]Hitachi GE, [2]NFD, [3]JAEA

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(3)
（2）MOX 炉心の設計成立性

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)

(2) Applicability of MOX fuel core design

*高野 渉[1]，後藤 大輔[1]，草ヶ谷 和幸[1]，坂本 寛[2]，山下 真一郎[3]

[1]GNF-J，[2]NFD，[3]JAEA

BWR 装荷を目標として、事故耐性の高い改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を進めている。MOX 燃料に FeCrAl-ODS 鋼被覆管を適用した炉心の設計成立性を炉心特性解析により確認した。

キーワード：燃料被覆管、BWR、酸化物分散強化、炉心特性解析、MOX 燃料

1. 緒言

改良ステンレス鋼(FeCrAl-ODS)被覆管燃料の実用化には、大きな中性子吸収断面積による核的損失とその低減のための被覆管薄肉化の影響を考慮し、原子炉の運転における炉心の設計要求を満足することを確認する必要がある。前報[1]では現行 9×9 燃料の約 1/2 の被覆管厚(0.30 mm)の FeCrAl-ODS 鋼被覆管、ウォータロッド(WR)とチャンネルボックス(FCB)はそれぞれ肉厚 0.30、1.0 mm の FeCrAl-ODS 鋼を用いた場合の設計成立性を確認した。本報では、同 FeCrAl-ODS 鋼を MOX 燃料に適用した場合の炉心特性を評価した。

2. 炉心特性評価

ABWR の 9×9 MOX 燃料をベースに、被覆管、WR、FCB すべてを FeCrAl-ODS とし、各肉厚を 0.30, 0.30, 1.0 mm とした。解析条件は、運転期間 13 ヶ月、取出平均燃焼度 45 GWd/t とし、解析コードは TGBLA Ver. 3 / LOGOS Ver. 5 を用いた。核分裂性プルトニウム割合は 67 %(Pu239：59 %、Pu241：8 %)、MOX ペレット母材は劣化ウランとした。

2-1. 炉心特性評価

余剰反応度(図 1)、炉停止余裕、最大線出力密度、最小限界出力比を評価した。サイクル初期での ODS 燃料炉心の余剰反応度が Zry 燃料炉心と比べ大きくなっているものの、2 %⊿k 程度であり制御可能である。他の特性に関しても問題のないことを確認した。

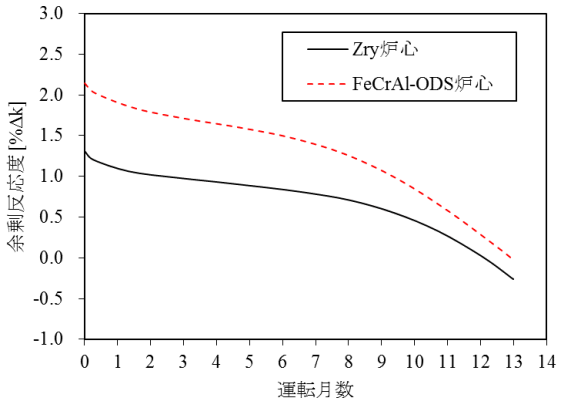


図 1　余剰反応度の燃焼推移

2-2. 反応度特性評価

反応度特性としてボイド反応度(図 2)、ドップラ反応度、減速材温度係数、冷温時制御棒価値を評価した。FeCrAl-ODS 鋼を用いた結果のように負のボイド反応度の絶対値が小さくなった場合、ボイドが潰れるような加圧過渡事象において投入される反応度が小さくなり、影響を緩和する方向となる。他の特性に関しても Zry 炉心と比べ問題となるような悪化はないことを確認した。

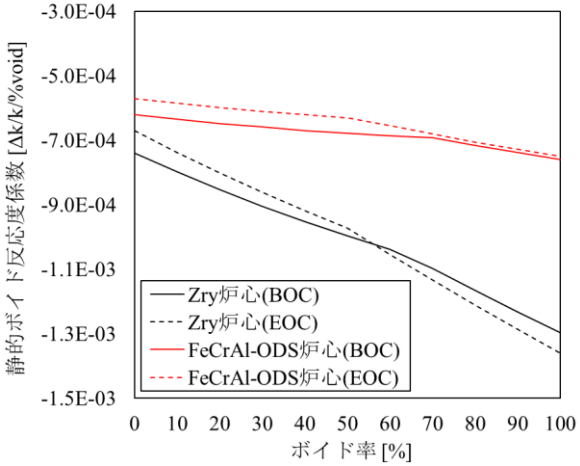


図 2　ボイド反応度

3. 結論

9×9 MOX 燃料に FeCrAl-ODS を適用した場合の炉心特性及び反応度特性を評価した。いずれも Zry 炉心に比べて問題となるような特性の悪化はみられず、その成立性を確認した。

参考文献

[1] 草ヶ谷他、「改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(2) (1)炉心・燃料の設計成立性」、日本原子力学会 2017 年秋の大会 3M05

備考：本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２９年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Sho Takano[1], Daisuke Goto[1], Kazuyuki Kusagaya[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3]

[1]Global Nuclear Fuel-Japan, [2]Nippon Nuclear Fuel Development, [3]Japan Atomic Energy Agency

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)
(3) Mechanical properties of FeCrAl-ODS Steels

*T S. M. S. Aghamiri[1], S. Ukai[1], N. Oono[1], S. Hayashi[1], T. Sowa[1], N. Sugawara[1],
K. Sakamoto[2], S. Yamashita[3]
[1] Hokkaido University; [2] Nippon Nuclear Fuel Development Corp.; [3] Japan Atomic Energy Agency

We are pursuing research and development on the advanced stainless-steel fuel cladding tubes with high accident tolerance to use in BWR. In this presentation, as a part of the series presentation, the microstructure and mechanical properties of FeCrAl-ODS steel material subjected to different final heat treatments were studied.

Keywords: FeCrAl-ODS Steels, Cladding tube, Microstructure, Mechanical properties

1. Introduction

Both the grain structure and mechanical properties of the fuel cladding tubes are important issues to design the material for high temperature conditions and probable accident of nuclear reactor. In this study, we compared the microstructure and tensile properties of FeCrAl-ODS steels plates and cladding tubes in different extruded, recovered and recrystallized conditions and propose the material for the application.

2. Experimental

FeCrAl-ODS steel material with nominal composition of 12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.5Y_2O_3-0.24Ex.O (wt. %) was studied after mechanical alloying and hot extrusion at 1100ºC and 1150ºC. The grain structure and crystallographic texture was evaluated by EBSD. The mechanical properties were studied by tensile test up to 800ºC with a strain rate of 10^{-3}/sec.

3. Results

The cladding tube fabricated from bars extruded at 1100ºC had a higher yield strength than that at 1150ºC up to 500ºC with a lower ductility. Above 500ºC, the trend of strength and ductility change in reverse condition. The change in trend of strength and ductility with increasing temperature is attributed to work hardening and dynamic recovery mechanisms. The results of different extrusion temperature were evaluated based on the differences in crystalline texture as large grains of (110) <211> texture in 1100 ºC extrusion temperature in compared to two texture components of (110) <211> and {111} <112> formed with smaller grain size in 1150 ºC.

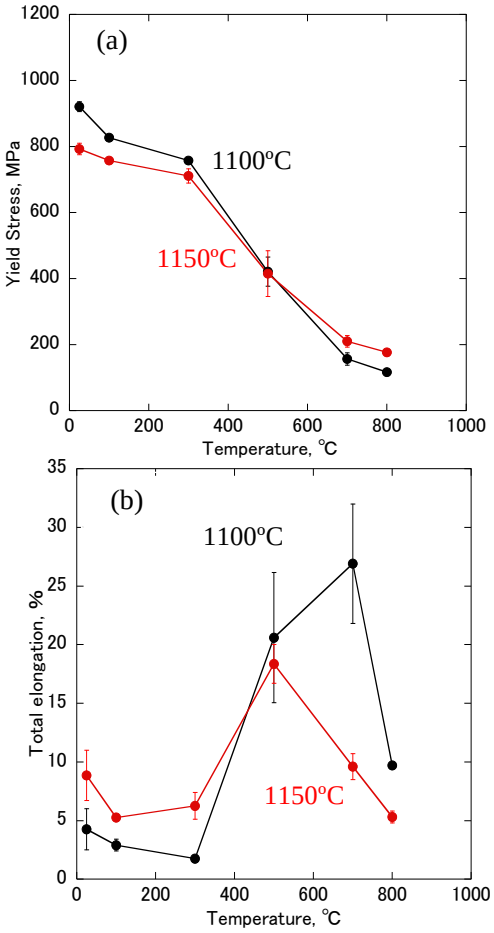


Fig. Change of a) yield strength and b) total elongation of cladding tubes fabricated from bars extruded at 1100ºC and 1150ºC

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(3)
(4) 通常運転時の燃料破損に対する耐性

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)
(4) Endurance for fuel failure under normal operation condition

*三浦　祐典[1], 坂本　寛[1], 山下　真一郎[2], 深堀　智生[2]
[1]NFD, [2]JAEA

BWR 装荷を目標とした、事故耐性の高い改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を進めている。本研究では、改良ステンレス鋼の通常運転時の燃料破損に対する耐性を調べるため、簡易的な摩耗試験およびヨウ素 SCC 試験を実施し、改良ステンレス鋼が耐摩耗性および耐ヨウ素 SCC 性に優れている見込みを得た。
キーワード：軽水炉、事故耐性、酸化物分散強化、異物フレッティング、ヨウ素 SCC

1. 緒言　通常運転時の燃料破損の代表として、摩耗破損と SCC 破損が挙げられる。本研究では、改良ステンレス鋼の通常運転時の燃料破損のうち、摩耗破損と SCC 破損に対する耐性を調べるため、改良ステンレス鋼と現行材（Zircaloy-2）を用いて簡易的な摩耗試験およびヨウ素 SCC 試験を実施し、改良ステンレス鋼の耐摩耗性および耐ヨウ素 SCC 性を調べた。

2. 実験方法　摩耗試験では、試験体（改良ステンレス鋼押出棒および Zircaloy-2 棒材）を相手材（SUS304 棒材）に対して往復摩擦させ、試験体の摩耗深さを比較した。ヨウ素 SCC 試験では、長さ 55 mm の改良ステンレス鋼被覆管および Zircaloy-2 管にヨウ素を封入し、管の中央部をφ15mm の押し棒で、温度 300 ℃、圧縮速度 0.4 mm/h、最大押込み量 1.5 mm で圧縮し、管内表面を観察して、割れの有無を確認した。

3. 試験結果　摩耗試験の結果を図 1 に示す。今回の摩耗条件では、改良ステンレス鋼は Zircaloy-2 と比較して、摩耗しにくい傾向があることを確認した。改良ステンレス鋼の摩耗面がマイルド摩耗の様相であることから、本試験条件以降も改良ステンレス鋼の摩耗は飽和傾向が続くと考えられる。ヨウ素 SCC 試験では、図 2 で示すように、Zircaloy-2 で軸方向の割れが発生する条件において、改良ステンレス鋼では割れが発生しないことを確認した。

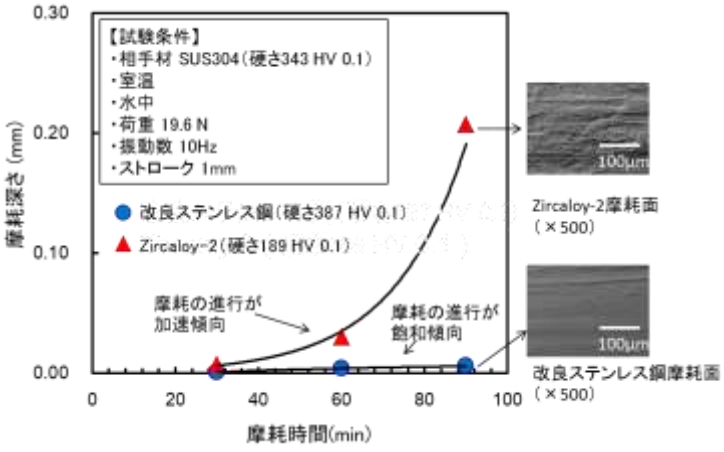


図 1　摩耗試験結果

以上より、改良ステンレス鋼が Zircaloy-2 と比較して耐摩耗性および耐ヨウ素 SCC 性に優れていると期待できる結果が得られた。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

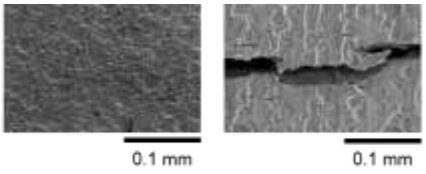


図 2　管内表面の SEM 像（ヨウ素 SCC 試験）

*Yusuke Miura[1], Kan Sakamoto[1], Shin-ichiro Yamashita[2], and Tokio Fukahori[2]
[1]NFD, [2]JAEA

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発（3）
4) 溶接法・検査方法の検討
R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)
4) Welding and inspection

*木村 晃彦[1]、山崎祐希[1]、藪内 聖浩[1]、坂本 寛[2]、山下 真一郎[3]、草ヶ谷和幸[4]
[1]京都大学、[2]NFD、[3]JAEA、[4]GNF-J

改良ステンレス鋼製燃料被覆管の製造・加工のうち、接合技術に関する技術成熟度及び課題を検討した。また、照射燃料製造と品質検査技術への影響評価に必要となる欠落データとなっている被覆管接合部の品質検査として、改良ステンレス鋼に対し、被覆管に採用されている EB 溶接法を用いて被覆管端栓接合処理を行い、接合組織や接合強度、さらには作製した被覆管端栓接合部の X 線 CT 検査を実施し、接合強度と検査結果との相関性を調べた。調査結果に基づき、被覆管端栓 EB 接合条件について検討した。
キーワード：事故耐性、燃料被覆管、酸化物分散強化フェライト鋼、EB 溶接、X 線 CT 検査

1. 緒言

軽水炉事故耐性型燃料被覆管の開発においては、接合技術が枢要な技術開発項目とされている。本研究では、ODS 鋼被覆管の端栓溶接法として従来の被覆管に採用されている EB 溶接法を用いて端栓溶接被覆管の端栓接合強度を評価し、さらに端栓部に対し X 線 CT 検査を実施して接合強度と接合組織の相関を調べ、被覆管端栓接合条件について検討することを目的とする。

2. 実験方法

ODS 鋼の管材と端栓用材料（FeCrAl 鋼）を用いて EB 溶接を行い、その破断強度を調査した。用いた ODS 鋼は、Fe-12Cr-6Al-ODS 鋼であり、熱間押し出し材の室温における降伏応力および最大引張応力は、それぞれ 900MPa および 1100MPa である。一方、管材は再結晶処理を施しており、この ODS 鋼に関しては再結晶化が進み、強度がやや低下している。溶接接合部の強度要件については、燃料ふるまい解析（9×9 燃料(A 型)の場合）結果に基づき、端栓部の接合強度要件について耐震強度を考慮して検討した。

3. 結果

(1)EB 溶接試験体の室温における引張試験を実施し、破断強度および破断ひずみを調べた結果、破断強度と破断ひずみは被覆管端栓材料の種類や EB 溶接条件に依存し、それぞれ 400MPa から 730MPa、2%から 7%の値を示した。

(2)高い破断強度を示した溶接試験体の端栓材料は非 ODS 鋼であり、接合部には酸化物粒子は存在しないが、接合部はいわゆる「肉盛り」状態にあることから、当該試験体の高い接合強度は荷重負荷面積の増大によるものであり、EB 溶接条件設定の方針を定めることができた。

(3) EB 溶接条件のうち、加速電圧および溶け込み深さは、接合強度に顕著な影響を与える。

(4)軽水炉における燃料棒の内圧評価結果に基づき、ODS 鋼燃料被覆管の端栓接合部の強度要件について調べた結果、溶接接合部の管長手方向の引張耐力としての要件は、0.46G（450gal）の加速度を考慮すると約 165 MPa と評価された。

(5)H27 年度から 29 年度にかけて検討した X 線 CT 検査結果と引張試験結果から、加速電圧を 60 ないし 100kV の範囲で制御することならびに溶接に伴う減肉を抑制することで、400MPa 以上の接合強度を持ち、溶接欠陥のサイズが数十 μm 以下の溶接試験体を作製することが可能であることが判明した。これらの結果に基づき、接合強度の工程管理が可能となる見通しが得られた。

本研究発表の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２９ 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

---

*Akihiko Kimura[1], Yuki Yamasaki[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3], and Kazuyuki Kusagaya[4]
[1]Kyoto Univ., [2]NFD, [3]JAEA, [4]Global Nuclear Fuel Japan

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(3)
(6) PRW 法を用いた端栓接合試験

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)

(6) End-plug joining test applying PRW technique

*丹野 敬嗣[1]，矢野 康英[1]，塚田 竜也[1]，坂本 寛[2]，山下 真一郎[1]

[1]原子力機構，[2]日本核燃料開発

BWR 装荷を目標として、事故耐性を有した改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を進めている。本発表では、シリーズ発表の一環として、PRW 法を用いた FeCrAl-ODS 鋼被覆管への端栓接合試験の結果を報告する。

キーワード：燃料被覆管，酸化物分散強化，PRW 法，接合，端栓

1. 緒言

軽水炉の事故耐性燃料用として、耐水蒸気酸化性を高めるために Al を添加した FeCrAl-酸化物分散強化型(ODS)鋼被覆管の開発が行われている。ODS 鋼の強度は微細に分散した酸化物粒子によるものであり、端栓接合に溶融を伴う一般的な溶接方法を用いると、微細な酸化物粒子が粗大化するなどして十分な強度を担保できなくなる可能性がある。原子力機構では高速炉用 ODS 鋼燃料被覆管向けに、溶融を伴わない固相接合である加圧抵抗溶接(PRW)法を開発した[1]。本研究では FeCrAl-ODS 鋼被覆管について PRW 法を適用した接合試験を実施した。

2. 試験方法

供試材には①15Cr-4Al-ODS 鋼被覆管(外径 8.5mm、肉厚 0.5mm)と②12Cr-6Al-ODS 鋼被覆管(外径 11.2mm、肉厚 0.35mm)を用いた。両被覆管とも、クリープ強度を重視した再結晶フェライト組織である。また、端栓材には接合時の応力に起因した変形を避けるため、結晶粒が小さく、被覆管よりも強度が高い未再結晶 12Cr-6Al-ODS 鋼を用いた。PRW 法は被覆管と端栓を加圧した状態で瞬間的に大電流を流して接合する手法であり、接合部の酸化を避けるために真空雰囲気で実施する。本研究では、FeCrAl-ODS 鋼被覆管への PRW 法の適用性評価に向けて、接合時の電流などをパラメータとして、FeCrAl-ODS 鋼被覆管と端栓の接合性確認試験を実施した。接合後に金相観察および引張試験(室温、300℃)を実施した。

3. 試験結果

上記①と②の被覆管ともに、接合条件を調整することで、良好な接合部外観、断面形状を得られた。また、①の被覆管では、接合部の金相観察で欠陥が検知されない接合条件を見出すことができた。接合後の引張試験では、接合部及びその近傍での破断は生じなかった。一方、②の被覆管では、今回試験を実施した範囲では図(下)に示すような接合部近傍の被覆管の局所的な割れを回避する条件を見出すことはできなかった。その結果、引張試験では伸びが小さく、接合部近傍の被覆管部での破断が生じた。今回、①の被覆管については、PRW 法による FeCrAl-ODS 鋼被覆管と端栓の接合性を確認できた。今後は再現性の確認が重要である。②の被覆管については、接合することはできたが、割れ等の接合欠陥を含まない信頼性の高い接合とするためには、さらなる接合条件の最適化を行う必要がある。発表では接合条件ごとの試験結果の詳細及び考察を報告する。

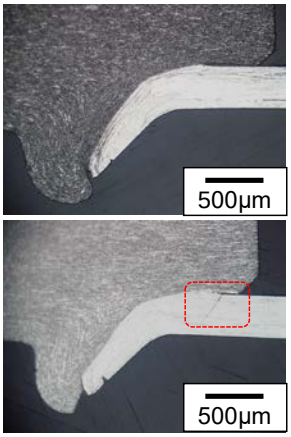


図 ②の被覆管の接合後断面金相
(上)割れなし
(下)割れあり

参考文献

[1] M. Seki, K. Hirako, S. Kono, Y. Kihara, T. Kaito, S. Ukai, J. Nucl. Mater. 329-333 (2004) 1534-1538.

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

*Takashi Tanno[1], Yasuhide Yano[1], Tatsuya Tsukada[1], Kan Sakamoto[2] and Shinichiro Yamashita[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発 (3)
（7）照射挙動評価

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)

(7) Evaluation of irradiation behavior

*橋本 直幸[1]，豊田 晃大[1]，唐 一翔[1]，坂本 寛[2]，山下 真一郎[3]

[1]北海道大学，[2]NFD，[3]JAEA

BWR 装荷を目標とした、事故耐性を有した改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発を進めている。本発表では、シリーズ発表の一環として、被覆管製造を模擬して加工熱処理を施した FeCrAl-ODS 鋼板材の耐照射性について報告する。

キーワード：燃料被覆管，BWR，酸化物分散強化，機械的特性

1. 目的及び実験方法

改良ステンレス鋼の照射下安定性について調査するため、再結晶材および押し出し材(Fe-12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.24Ex.O-0.0.5Y_2O_3)に対してシミュレーション照射試験を実施した。Fe+シミュレーション照射試験は、再結晶材は量研機構(高崎)のTIARA、押し出し材は京都大学のDuET を用いて行った。被照射試料をFIB加工により薄膜化し、200keV透過型電子顕微鏡を用いて微細組織観察を行った。さらに、照射下におけるキャビティの形成・成長挙動を詳細に把握するため、電子線照射実験を通して空孔の移動エネルギーを実験的に算出した。また、原子空孔とAl の相互作用について精査すべく、密度汎関数によるエネルギー計算も試みた。

2. 結果と考察

300～400°C，3dpa までFe+イオン照射した各試料の照射損傷組織は、母相中に微細分散した酸化物粒子および転位ループ、キャビティが点欠陥のシンクサイトとして働く結果、転位ループの形成・成長がある程度まで進行した後飽和した。さらに、照射損傷その場観察実験により、FeCrAl鋼およびFeCrAl-ODS 鋼における空孔の移動エネルギーを算出した結果、FeCrAl鋼における空孔移動エネルギーはFeCr 合金と比較して十分大きいことが分かった。この結果は、FeCrAl 鋼の照射下における損傷組織変化にAl と空孔の相互作用が大きく関与することを示しており、損傷組織の特徴として転位ループの高密度な形成・成長の促進が観られたことを裏付ける。BCC 鉄中に空孔１つ導入したモデル及びBCC 鉄中に空孔１つとAl 原子１つ導入したモデルで空孔移動エネルギーを算出した結果、空孔はAl と複合体を形成した方が安定であることが分かった。(Fig.1)　FeCrAl 鋼中において、空孔はAl と特に強い相互作用を有し、V-Al 複合体を形成する。その結果、格子間原子の優先的な転位ループへの流入が生じ、転位ループの成長と過剰空孔によるキャビティの高密度形成が起こる。

本研究発表は、経済産業省資源エネルギー庁の平成２９年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

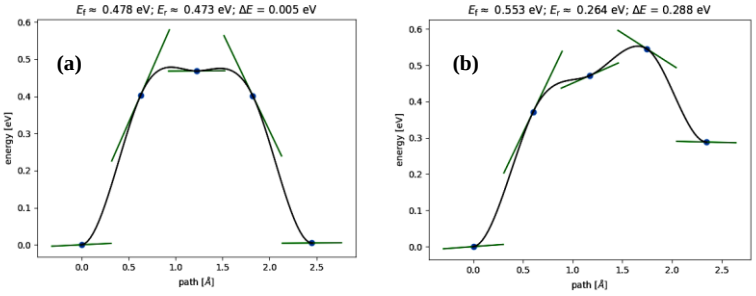


Fig. 1 密度汎関数(DFT)により算出した BCC 鉄中における空孔の移動エネルギー(a)V without Al (b) V with Al

*Naoyuki Hashimoto[1], Kodai Toyota[1], Yixiang Tang[1], Kan Sakamoto[2], Shinichiro Yamashita[3]

[1]Hokkaido Univ., [2]NFD, [3]JAEA

改良ステンレス鋼燃料被覆管の BWR 装荷に向けた研究開発(3)
(8) 照射後機械特性

R&D of advanced stainless steels for BWR fuel claddings (3)

(8) Mechanical properties after neutron irradiation

*高橋克仁[1], 野末満夫[1], 三浦祐典[1], 坂本 寛[1], 木村晃彦[2], 鵜飼重治[3], 山下真一郎[4]

[1]NFD, [2]京都大学, [3]北海道大学, [4]JAEA

BWR 装荷を目標とした, 事故耐性を有した改良ステンレス鋼(FeCrAl-ODS 鋼)燃料被覆管の研究開発を進めている。本発表では米国オークリッジ国立研究所の HFIR(High Flux Isotope Reactor)にて中性子照射した FeCrAl-ODS 鋼の機械特性について報告する。

キーワード: 事故耐性, シビアアクシデント, 酸化物分散強化, 中性子照射, 機械特性

1. 緒言 事故耐性の高い改良ステンレス鋼燃料被覆管の研究開発の一環として, プロトタイプ燃料の設計に用いる基礎的データ取得のため, 機械特性に及ぼす中性子照射の影響を評価している。FeCrAl-ODS 鋼に対して損傷量 2.6, 3.9, 7.8 および 13 dpa を目標とした中性子照射試験を実施しており, このうち, 2.6 dpa まで照射した試験片の機械特性を評価した。

2. 実験 FeCrAl-ODS 鋼の再結晶熱処理板材およびそのビードオンプレート材を SS-J2 形状の引張試験片(ゲージ部:5×1.2×0.5 mm)に加工し, それぞれ通常材および溶接材試験片とした。通常材試験片については板材の圧延方向(RD)および板幅方向(TD)が引張方向となるように試験片を作製した。溶接材試験片については RD のみとした。これらを HFIR にて約 300 ℃で 2.6 dpa まで中性子照射した後, NFD のホットラボに輸送し, 室温, 300 ℃および 350 ℃にてひずみ速度を 1×10^{-3} /s として引張試験を実施した。

3. 結果 図1に通常材試験片での結果を示す。照射後の 0.2 %耐力および引張強さは, 未照射材に比べて 100～300 MPa 程度増加した。この傾向に試験片の採取方向の影響は認められなかった。また, 0.2 %耐力の増加に伴い一様伸びの低下が顕著であったが, 破断伸びは 300 ℃以上の試験では概ね 5 %以上の伸びを有した。一方, 溶接材については, 通常材と比べて強度が大きく, 延性は低い傾向があった。

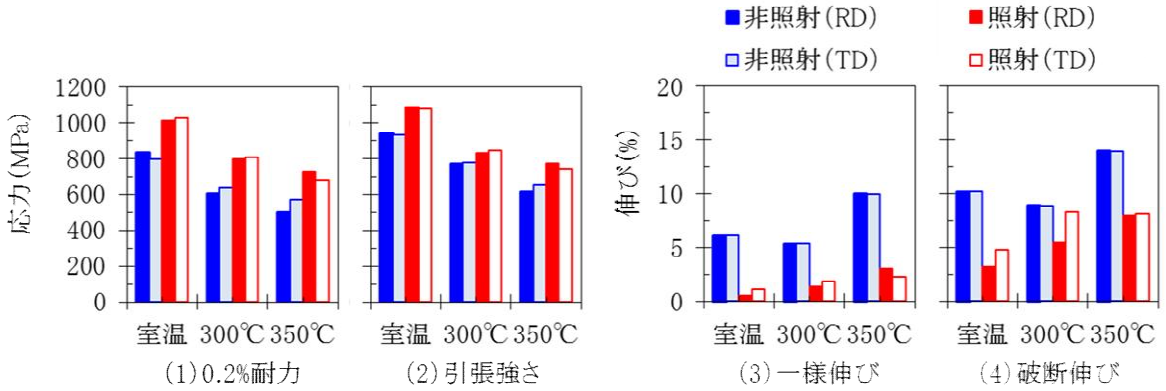


図 1 中性子照射した FeCrAl-ODS 鋼の引張試験結果(通常材, 2.6 dpa)

本研究発表は, 経済産業省資源エネルギー庁の平成29年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

*Katsuhito Takahashi[1], Mitsuo Nozue[1], Yusuke Miura[1], Kan Sakamoto[1], Akihiko Kimura[2], Shigeharu Ukai[3], and Shin-ichiro Yamashita[4]

[1]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., [2]Kyoto Univ., [3]Hokkaido Univ., [4]Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room E A34 -A Building

[2E01-05] Fuel Fabrication

Chair:Tsuyoshi Nishi(Ibaraki Univ.)

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

[2E01] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

(1)Characterization of jet mill

*Koichi Kawaguchi[1], Tomoomi Segawa[1], Yoshikazu Yamada[1], Masahiro Suzuki[1] (1. JAEA)

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

[2E02] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

(2)Selection and evaluation of pulverizers

*Kazuya Yamamoto[1], Takayoshi Makino[1], Hidetoshi Iso[1], Hisato Sato[1] (1. JAEA)

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

[2E03] Technological development of the particle size adjustment of recycle powder

(3)Optimization study of collision plate-type jet mill

*Tomoomi Segawa[1], Kazuya Yamamoto[1], Takayoshi Makino[1], Hidetoshi Iso[1], Hisato Sato[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2E04] A consideration of utilization of U_3O_8 in MOX fuel production

*Ryota Tsuchimochi[1], Shun Hirooka[1], Takeo Sunaoshi[2], Tadahisa Yamada[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Inspection Development Company Ltd.)

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

[2E05] Development of Flowability Improvement Technology for MOX Powder by Wet Granulation

Performance Evaluation of Granulator

*Katsunori Ishii[1], Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1], Masahiro Suzuki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

乾式回収粉の粒度調整技術開発
（1）気流式微粉砕機の特性評価

Technological development of the particle size adjustment of recycle powder
(1) Characterization of jet mill

*川口　浩一[1]，瀬川　智臣[1]，山田　美一[1]，鈴木　政浩[1]
[1]日本原子力研究開発機構

MOX ペレットの焼結密度調整に適した粒度分布を有する乾式回収粉調製のための粉砕機選定を目的として、複数の粉砕方式について性能・特性の評価を進めている。このうち、使用圧力の異なる２種類のジェットミルについて、模擬原料に対する粉砕特性をテストした結果を報告する。

キーワード：粉砕，ジェットミル，粒度分布，乾式回収粉

1. 緒言

プルトニウム燃料第三開発室の既設の高速炉用燃料製造工程では、原料粉末に密度降下剤を添加することで、ペレットの焼結密度をコントロールしている。廃棄物減容・環境負荷低減を目指した将来の高速炉用燃料であるマイナーアクチニド（MA）含有燃料では、MA の崩壊熱により製造中の燃料温度が従来の MOX よりも高く、密度降下剤の分解が懸念される。そのため、密度降下剤によらない密度コントロール技術が必要となる。そのような技術の一つとして、乾式回収粉（乾回粉）による密度調整が検討されている。これまでに、乾回粉の粒径が大きいほど、また原料への乾回粉添加率が高いほど大きな密度降下が得られること、粒径 10μm 以下の細粉は焼結密度にほとんど影響しないことが分かっている [1]。原子力機構では、MA 含有燃料の造技術開発を目的とした小規模燃料製造試験施設の検討を行っており、乾回粉の粒度調整に用いる粉砕方法を選定するため、気流式、石臼式および衝突板式について、性能及び特性の評価を進めている。このうち、気流式微粉砕機（ジェットミル）について、粉砕特性の評価結果を報告する。

2. 試験方法

ジェットミルは、既設ジェットミルの同型機で使用する圧空の最高圧力が 0.65MPa の粉砕機 A と、より高圧（1.2MPa）の粉砕機 B を使用した。模擬原料粉としては、ジェットミル粉砕による効果の評価を容易にするために、解砕粉ではなく粒径範囲 500～710μm のガラスビーズを使用し、供給速度及び圧空圧力をパラメータとし、粒度分布及び粉砕粉粒子の形状を比較した。

3. 結果と考察

いずれの機種でも 6～8μm にピークを持つ粉体が得られた。供給速度や圧空圧力によるピーク位置の変動は小さかった。未粉砕粉の混入を防止するためには、供給速度を過大にせず、圧空圧力を適正以上に保つことが有効であることが示された。本試験で使用した模擬粉末は、形状、密度、結晶構造等、多くの点で MOX スクラップ解砕粉と異なってはいるが、粉砕粉の粒径が微細であること、また運転条件による粒径の変化幅が非常に小さいことは、密度降下させずより高密度のペレットを製造する場合には有利であるが、焼結密度制御のための乾回粉調製には適していないと考えられる。

参考文献

[1] 村上　他「低密度ペレット製造に適した乾式回収粉末について」日本原子力学会 2007 年春の年会

*Koichi Kawaguchi[1], Tomoomi Segawa[1], Yoshikazu Yamada[1], Masahiro Suzuki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

乾式回収粉の粒度調整技術開発
（2）粉砕機の選定・評価

Technological development of the particle size adjustment of recycle powder
(2) Selection and evaluation of pulverizers

*山本　和也[1]，牧野　崇義[1]，磯 秀敏[1]，佐藤 寿人[1]
[1]日本原子力研究開発機構

MOX 燃料ペレットの乾式回収粉を約 10～250 μm の範囲で粒度調整することを目的とし、石臼式及び衝突板式気流粉砕機の選定･評価を行った。粉砕試験及び燃料製造工程への導入に係る評価結果を報告する。
キーワード：粉砕，粒度調整技術，粒度分布，乾式回収粉，石臼式粉砕機，衝突板式気流粉砕機

1. 緒言

原子力機構では、燃料製造工程で発生する規格外 MOX 燃料ペレットの再利用を目的として、乾式回収粉（乾回粉）の粒度調整技術の開発を進めている。乾回粉の粒度調整に用いる粉砕方法を選定するため、気流式、石臼式、衝突板式気流粉砕機のうち、石臼式及び衝突板式気流粉砕機を用いた試験を実施し、粉砕特性の評価及び燃料製造工程におけるグローブボックス（G.B.）での取扱性等の観点から評価を行った。

2. 試験方法

MOX 燃料ペレット解砕粉の模擬物質として、MOX の理論密度約 11.0 g/cm^3 に近い密度 9.0 g/cm^3 のタングステンカーバイドペレットを作製後、粉砕したものを用いた。石臼式粉砕機は、供給粉末を上下 2 枚の無気孔砥石で粉砕する。衝突板式気流粉砕機は、供給粉末を先に分級し、粗大粒子のみを圧縮空気により衝突板にぶつけて粉砕し、粉砕粉を分級ゾーンにて回収する。このため、模擬粉末供給量のほか、石臼式粉砕機は砥石クリアランスを、衝突板式気流粉砕機は分級ゾーン（コア間）クリアランスをパラメータとして試験を実施し、得られた粉砕粉について粒度分布測定及び SEM 観察を行った。

3. 結果と考察

両粉砕機のクリアランスの変化と最大粒径及び最頻度径の関係を図 1、図 2 に示す。両粉砕機ともに、クリアランスを制御することによって粒度調整が可能となる結果が得られたが、石臼式粉砕機については、5 分間の運転で砥石の表面温度が約 100 ℃まで上昇しており、G.B.が 60 ℃以上で温度異常となることから、G.B.での取扱性に課題がある。

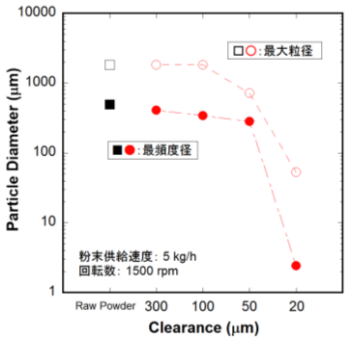


図 1 砥石ｸﾘｱﾗﾝｽと粒径の関係

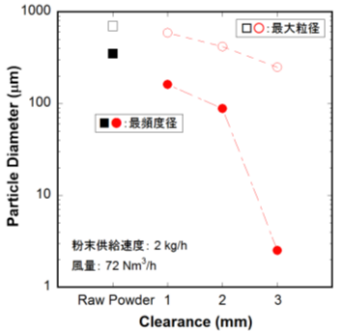


図 2 分級ｿﾞｰﾝｸﾘｱﾗﾝｽと粒径の関係

4. 結論

先の発表(1)の結果より、気流式粉砕機は粉砕粉の微細化が進行するため、運転条件による粒度調整範囲が非常に小さく、粒度調整が困難である。石臼式粉砕機は、粒度調整は可能であるものの、運転時の温度や重量物である砥石の交換は G.B.での取扱性や廃棄物低減の観点から課題となる。一方、衝突板式気流粉砕機は、クリアランスの制御によって粒度調整が可能であり、また運転時の温度が低いことや装置の保守性が高く、G.B.での取扱性に優れる。以上のことから、衝突板式気流粉砕機が粒度調整技術の開発に適していると判断した。

*Kazuya Yamamoto [1], Takayoshi Makino[1], Hidetoshi Iso[1], Hisato Sato[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

乾式回収粉の粒度調整技術開発
（3）衝突板式気流粉砕機の最適化検討

Technological development of the particle size adjustment of recycle powder
(3) Optimization study of collision plate-type jet mill

*瀬川 智臣[1]，山本 和也[1]，牧野 崇義[1]，磯 秀敏[1]，佐藤 寿人[1]
[1]日本原子力研究開発機構

MOX ペレットの乾式回収粉の粒度調整を目的として、衝突板式気流粉砕機の分級性能に影響を及ぼす遠心分級機の最適化について検討を行った。新たに作製した遠心分級機の構成機器等をパラメータとした衝突板式気流粉砕機による模擬原料粉の粉砕試験の結果を報告する。

キーワード：粉砕，粒度調整技術，粒度分布，遠心分級機，乾式回収粉，衝突板式気流粉砕機

1. 緒言

原子力機構では、規格外 MOX 燃料ペレットを乾式回収粉（乾回粉）として再利用することを目的とし、粒度調整技術の開発を進めている。乾回粉の粒度を約 10～250 μm の範囲で調整するため、衝突板式気流粉砕機の遠心分級機において、標準品とは異なる寸法・形状のセンターコアおよびセパレートコア（コア）やガイドベーンを新たに作製し、模擬原料粉の粉砕試験を実施した。

2. 試験方法

衝突板式気流粉砕機（日本ニューマチック工業㈱社製 Model: LJ）の構成図を図 1 に示す。粉砕試験のパラメータとして、コア角度 5°, 15°, 25°（標準品）、コア間のクリアランス 1 mm、ガイドベーンの開度 50°（標準品），75°、タングステンカーバイド製の模擬原料粉を 2 kg/h, 4 kg/h でそれぞれ 5 分間定量供給し、得られた粉砕粉について秤量、粒度分布測定および SEM 観察を行った。

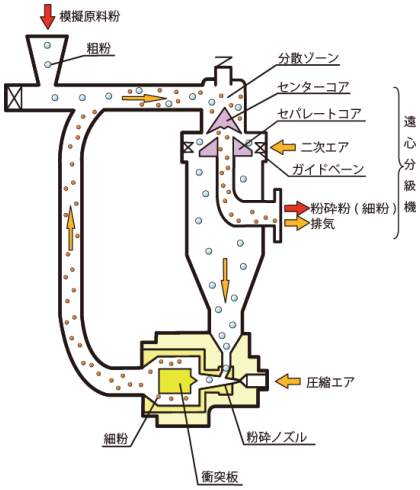


図 1 衝突板式気流粉砕機の構成図

3. 試験結果と考察

コア角度と原料粉および粉砕粉の粒子の最大粒径および最頻度径の関係を図 2 に示す。コア角度の減少に従い、粉砕粉の最頻度径は 271 μm から 125 μm に減少することが明らかとなった。また、ガイドベーンの開度や粉末供給速度を増加すると粉砕粉の最頻度径は増加する傾向がみられた。先の発表(2)の結果により、コア間のクリアランス 3～1 mm において、粉砕粉の最頻度径は約 3～161 μm の範囲で変化していることから、遠心分級機のパラメータを制御することにより、概ね約 10～250 μm の範囲で粒度調整が可能と考えられる。

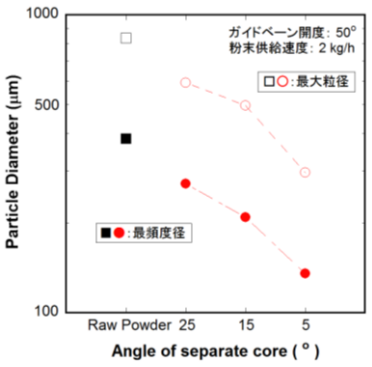


図 2 コア角度と粒径の関係

4. 結論

本件の結果および先の発表(2)の結果を踏まえて、衝突板式気流粉砕機の遠心分級機のパラメータを最適化することにより、乾回粉を約 10～250 μm の範囲で粒度調整が可能となる見通しを得た。

*Tomoomi Segawa[1], Kazuya Yamamoto[1], Takayoshi Makino[1], Hidetoshi Iso[1], Hisato Sato[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

MOX 燃料製造における U_3O_8 粉末の利用に関する検討

A consideration of utilization of U_3O_8 powder in MOX fuel production

*土持 亮太[1]，廣岡 瞬[1]，砂押 剛雄[2]，山田 忠久[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社

U_3O_8 粉末及び U_3O_8 と $(U, Pu)O_2$ の混合粉末の成型体を、割れ等を発生させずに UO_2 へ還元するための条件検討を行った。また、還元後の成型体から高密度の焼結体が得られる条件について検討を行った。

キーワード： U_3O_8，$(U, Pu)O_2$，還元，焼結

1. 緒言

U_3O_8 粉末を MOX 燃料の原料粉末として直接使用すると、焼結過程で UO_2 へ相変化し、成型体が壊れることが懸念される。U_3O_8 粉末を原料粉末としてそのまま利用することができれば、UO_2 粉末へ還元するための粉末取扱い工程を削減できる。そこで、U_3O_8 単体及び U_3O_8 と $(U_{0.5}, Pu_{0.5})O_2$ の混合粉末（Pu 含有率 30%、以下、混合粉末）の成型体を UO_2（混合粉末においては $UO_2 + (U_{0.5}, Pu_{0.5})O_2$）へ還元し、焼結するための最適な条件について検討した。

2. 試験

成形圧、酸素分圧及び熱処理温度をパラメータとして U_3O_8 粉末成型体及び混合粉末成型体の熱処理を行い、割れ等を発生させずに還元する条件を検討した。さらに還元後の成型体を用い、昇温速度をパラメータとして高密度の焼結体を得る条件について検討した。

3. 結果・考察

U_3O_8 粉末において、成形圧をパラメータとした試験（温度：500℃、酸素分圧：2.6×10^{-33} atm）では、50MPa 及び 200MPa の成型体は割れることなく UO_2 に還元されたが、成形圧 400MPa の成型体は熱処理中に高さ方向に割れた。熱処理温度をパラメータとした試験（成型圧：50MPa、酸素分圧：3.0×10^{-38}atm(400℃)～1.7×10^{-29} atm(600℃)）では、450℃～500℃の範囲において割れることなく UO_2 に還元された。熱処理温度 400℃、酸素分圧 3.0×10^{-38} atm では還元速度が遅く、10 時間の熱処理後も UO_2 と U_3O_8 が混在していた。熱処理温度が 550℃以上では還元途中に成型体が割れた。熱処理温度によって、還元に伴う体積変化の挙動に違いが生じていたと考えられる。

上記の結果をもとに、混合粉末における還元条件を検討し試験を行ったところ、成形圧 200MPa、400MPa 及び 500MPa、熱処理温度 450℃の条件で割れることなく UO_2 に還元させることに成功した。還元後の成型体から高密度の焼結体が得られる条件について、還元前の成形圧（200MPa、400MPa、500MPa）及び昇温速度（400℃/h、1700℃/h）をパラメータとして焼結を行ったところ、成形圧が高いほど、また、昇温速度が速いほど高密度の焼結体が得られた。

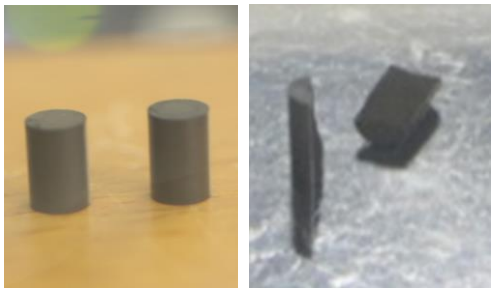


図 1　還元後の成型体
（左：割れずに還元できた成型体、
右：還元途中で割れた成型体）

*Ryota Tsuchimochi[1], Shun Hirooka[2], Takeo Sunaoshi[2], and Tadahisa Yamada[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company Ltd.

湿式造粒法による MOX 原料粉末の流動性改良技術開発
ー 造粒機の性能評価 ー

Development of Flowability Improvement Technology for MOX Powder by Wet Granulation
- Performance Evaluation of Granulator -

*石井 克典[1]，瀬川 智臣[1]，川口 浩一[1],鈴木 政浩[1,]
[1]原子力機構

簡素化ペレット法の原料粉末の流動性改良技術開発として、装置構造が簡素で容器壁内面への粉末付着が少ない湿式造粒機を試作し、装置性能を把握するために模擬粉末を用いた造粒試験を実施した。

キーワード：高速炉，燃料製造，簡素化ペレット法，MOX，原料粉末，造粒，粉末流動性

1. 緒言

高速炉用 MOX 燃料製造プロセスとして、簡素化ペレット法の研究開発が行われている。簡素化ペレット法では、マイクロ波直接加熱脱硝法を用いて、硝酸ウラニルとプルトニウムの混合溶液より MOX 粉末に転換し、焙焼、還元を行った後、湿式造粒法により流動性を向上させてから、燃料ペレット製造用の原料粉末としている。本研究では、装置構造が簡素で粉末付着が少ない湿式造粒機を試作し、目標処理時間を 15 分以内として、模擬粉末による造粒試験を実施した。

2. 実験方法

本研究で試作した湿式造粒機の概要を図 1 に示す。造粒容器は内径 600mm であり、上下が開口した SUS 製の円筒と SUS 製の模擬脱硝容器を結合したものである。造粒容器内側の底面および壁面には合計 4 本のスクレイパーが押し付けられており、容器自体を回転させて撹拌させることにより造粒するとともに、底面および壁面に付着した粉末を剥離させる。WO_3 粉末 5kg を造粒容器に投入した後、WO_3 の重量の 15%に相当する水を粉末に噴霧した。水の噴霧後は、容器を 60～90rpm で回転させて、120g のサンプルを分取する操作を 3 回行いながら、造粒粉が十分な大きさに成長するまで造粒機の運転を行い、造粒途中および造粒後の粒度分布の測定を行った。

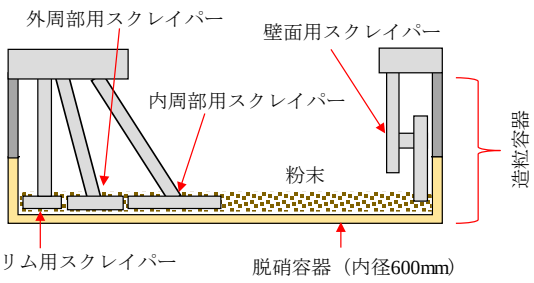


図 1　造粒機の概要

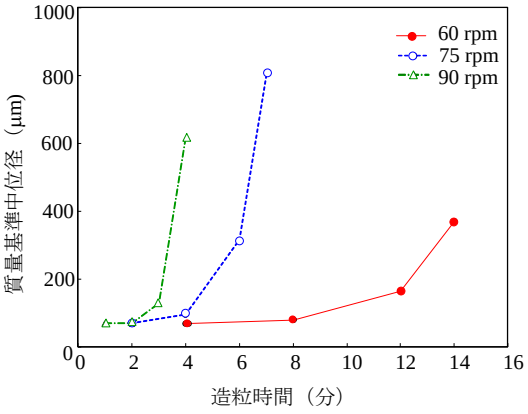


図 2　造粒粉の粒径の経時変化

3. 結果と考察

図 2 に造粒粉の質量基準中位径（質量基準の粒度分布において累積頻度 50%に相当する粒径）の経時変化を示す。容器の回転数が大きいほど、短い造粒時間で粒径が増加する傾向があり、今回試験を行った全ての条件で、目標処理時間である 15 分以内に数百μm まで造粒粉が成長することがわかった。

4. 結論

装置構造が簡素で容器壁内面への粉末付着が少ない湿式造粒機を試作し、模擬粉末を用いて造粒試験を実施した結果、15 分以内に数百μm の造粒粉に成長させることができた。

*Katsunori Ishii[1], Tomoomi Segawa[1], Koichi Kawaguchi[1] and Masahiro Suzuki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 6, 2018 4:05 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:05 AM - 7:55 AM UTC | Room E A34 -A Building

[2E06-08] Physical Property Measurement

Chair:Hiroyuki Fukuyama(Tohoku Univ.)

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

[2E06] Crystal orientation measuring of crack in Zr hydride

*Shota Kobayashi[1], Yoshinori Etoh[2], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka Univ., 2. NFD)

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

[2E07] Enthalpy measurement and heat capacity evaluation of (U, Pu)O_2 in high temperature region

*Kyoichi Morimoto[1], Masahiro Ogasawara[2] (1. JAEA, 2. IDC)

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

[2E08] Development of physical property measurement technique for molten oxide fuel by high-speed electrical pulse heating

*Masashi Watanabe[1], Kyoichi Morimoto[1], Masato Kato[1], Kenji Konashi[2], Yuji Arita[3], Hiromichi Watanabe[4], Yukio Hishinuma[5] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tohoku University, 3. University of Fukui, 4. National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 5. Art Kagaku)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

Zr 水素化物における割れの結晶方位観察

Crystal orientation measuring of crack in Zr hydride

*小林 翔太[1]，栄藤 良則[2]，大石 佑治[1]，黒崎 健[1]，牟田 浩明[1]

[1]大阪大学，[2]日本核燃料開発株式会社

Zr 水素化物は脆く、軽水炉燃料被覆管の健全性に影響を与えるため、その物性評価が進められている。本研究では、結晶方位が Zr 水素化物における機械的特性に及ぼす影響を評価するため、δ相 Zr 水素化物のバルク試料を作製し、結晶方位の観察、機械的特性の測定を行ったのでその結果を報告する。

キーワード：Zr 水素化物，機械的特性，結晶方位

1. 緒言

軽水炉で用いられる Zr 合金燃料被覆管では、原子炉運転中に冷却水との腐食反応により内部に Zr 水素化物が析出する。水素化物の破壊靭性値が著しく小さいが、水素化物の物性については報告例が少なく、クラックと結晶方位との関係性は評価されていない。本研究では大粒径水素化物を作製し、押し込み試験法により結晶粒内にクラックを形成させ、電子後方散乱回折（EBSD）法によりその結晶方位を推定した。

2. 実験

アーク熔解した Zr インゴットを高真空ジーベルツ装置で水素化し、δ-$ZrH_{1.6}$ を作製した。この際、熱処理温度及び保持時間を調整し大粒径化を試みた。フッ酸と硝酸の混合液を用いて試料の表面処理を施し、EBSD 観察により粒径及び結晶方位を確認した。ビッカース硬さ試験によりクラックを形成させ、ビッカース圧痕大きさおよびクラック長さについてはレーザー顕微鏡観察で測定し、また周囲の結晶方位を観察した。

3. 結果・考察

EBSD 観察で得られた δ-$ZrH_{1.6}$ の結晶方位マップを図 1 に示す。δ 相単相領域での長時間熱処理により、最大約 1 mm の結晶粒が確認できた。EBSD 観察であらかじめ確認した{100}面に対して垂直方向から押し込み試験した際の、ビッカース圧痕像及び形成されたクラックを図 2 に示す。図 2(a)は圧痕対角線が<110>方向に平行であり、圧痕頂点から{110}面にクラックが発生している。(b)は圧痕対角線が<100>方向に平行であり、このときは圧痕頂点からの{100}面のクラックが形成されにくい傾向が見られた。クラックの発生及び伝播には結晶方位が影響することが示唆される。

図 1　δ-$ZrH_{1.6}$ の結晶方位マップ

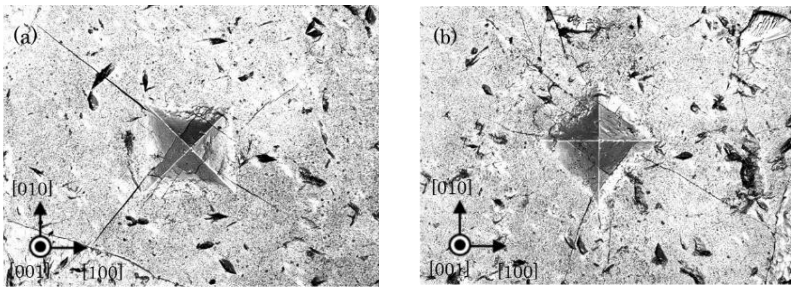


図 2　{100}面におけるビッカース圧痕及びクラックのレーザー顕微鏡写真（圧痕の対角線は (a) <110>、(b) <100> に平行）

*Shota Kobayashi[1], Yoshinori Etoh[2], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Hiroaki Muta[1]

[1]Osaka Univ., [2]NFD

高温領域の$(U, Pu)O_2$のエンタルピー測定と比熱評価

Enthalpy measurement and evaluation of heat capacity on $(U, Pu)O_2$ in high temperature region

*森本 恭一[1]，小笠原 誠洋[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]検査開発株式会社

MOX 燃料の基礎物性評価の一環として，Pu 含有率が約 50%の MOX 試料のエンタルピーを測定し，その温度依存性から比熱について評価を行った。

キーワード：MOX 燃料，エンタルピー，比熱，熱物性

1. 緒言　MOX の比熱は熱伝導率の評価や原子炉の過渡事象及び過酷事故の評価において重要となる物性値の一つである。UO_2の比熱に関してはこれまでに多くの測定がなされてきたが，MOX や PuO_2の比熱に関しては測定データが少ない。特に高温領域の比熱の温度依存性については現在も議論されている[1][2]。本研究では PuO_2と UO_2の影響が同程度に現れると考えられる Pu 含有率が約 50%の MOX 試料（50%Pu-MOX）を用い，高温領域の比熱の温度依存性を評価するためにドロップ法を用いてエンタルピーを測定し，得られたエンタルピーの温度依存性から比熱の温度依存性を評価した。

2. 実験　試験に供試した試料は，U 濃度と Pu 濃度をそれぞれ約 50%に調整した硝酸溶液をマイクロ波脱硝で転換した粉末を焼結して O/M を 2.00 に調整したものである。これを試料容器（タングステン製）に装荷して真空封入し，ドロップカロリーメータを用いてエンタルピーを測定した。また，試料はレニウム製内容器に収納することで試料容器との反応を抑制した。

3. 結果・考察　Fig. 1 に 50%Pu-MOX のエンタルピーの温度依存性を文献値（UO_2, PuO_2）とともに示す[1]。50%Pu-MOX の測定値は，1900K 以下では UO_2，PuO_2のエンタルピーよりも若干小さい値を示したが，1900K 以上では温度に対する上昇が大きくなる傾向を示し，2150K 付近では PuO_2よりも大きい値を示した。また，エンタルピーの温度依存性の解析から得られた比熱は低温領域では UO_2，PuO_2の文献値との大きな差は示されなかったが，1900K 以上では比熱が大きく上昇する傾向を示した。

4. まとめ　Pu 含有率が約 50%の MOX 試料について 2000K を超える高温域のエンタルピー測定を実施した。エンタルピーの温度依存性は 1900K 以上から上昇率が大きくなり，これにともない比熱も大きく上昇する傾向を示した。

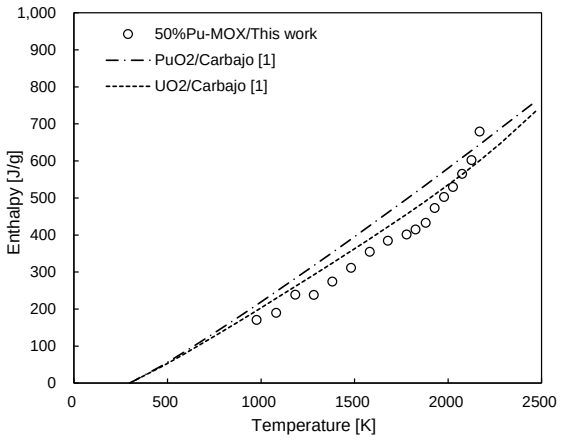


Fig. 1 Enthalpies of UO_2, PuO_2, 50%Pu-MOX

参考文献

[1] J. J. Carbajo et al., J. Nucl. Mater. 299 (2001) 181.
[2] R. J. M. Konings J. Phys. Chem. Solids 74(2013)653

*Kyoichi Morimoto[1] and Masahiro Ogasawara[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspection Development Company Ltd.

高速パルス通電加熱による溶融酸化物燃料の物性測定手法の開発

Development of physical property measurement technique for molten oxide fuel by high-speed electrical pulse heating

*渡部 雅[1]，森本 恭一[1]，加藤 正人[1]，小無 健司[2]，有田 裕二[3]，渡辺 博道[4]，菱沼 行男[5]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東北大学，[3]福井大学，[4]産業技術総合研究所，[5]アート科学

本研究では、金属の高温物性値の測定のために開発されたパルス通電加熱法による物性測定技術をもとに溶融酸化物燃料の物性測定技術を開発する。新たに開発したパルス通電加熱装置を用いてジルコニア加熱試験を実施すると共に、有限要素法による温度解析を行い、本手法で試料の熱物性値が測定可能か検討した。

キーワード：酸化物燃料、物性測定、パルス通電加熱法

1. 緒言

原子炉用核燃料の融点付近の熱物性値は、シビアアクシデントでの事故進展を考える上で不可欠な熱物性値である。従来の測定方法では、試料を超高温で一定温度に長時間保持する必要があるため、「試料容器との反応が生じる」、「蒸発により試料組成が変化する」などの問題が測定を困難にしていた。本研究では、短時間で物性を測定することによりこれらの問題を解決する。本研究の成果により、核燃料の溶融状態の解析が可能になれば、高速炉及び軽水炉の事故時の燃料挙動や安全性評価の精度が向上する。

2. 実験方法

試験試料は、タングステン製容器（外径 4 mm、内径 3 mm、長さ 120 mm）に円柱状のジルコニアを 100 mm 程度挿入したものを用いた。タングステン製容器との接触熱伝達を改善する目的で、ジルコニアをあらかじめ溶融させた後、ジルコニアの融点近傍までパルス通電加熱を行い、試料温度、電圧及び電流を取得した。また、試料の温度変化を評価するため、COMSOL Multiphysics®を用いて有限要素法による温度解析を実施した。

3. 結果

前回の報告[1]では、試験後の試料の断面金相観察により試料が均一に溶融していることを示した。今回は、有限要素法による測定試料内の温度解析を実施した。図 1 はジルコニア試料をパルス通電加熱した際の軸方向温度分布の推移である。6000 ms が経過し試料の温度が 2000 K に達した時点で、試料中心付近の 40 mm の範囲の試料温度は一定である。投入電力を増減させ、この中心付近の温度を変化させることによって試料の比熱測定が可能であることが示された。

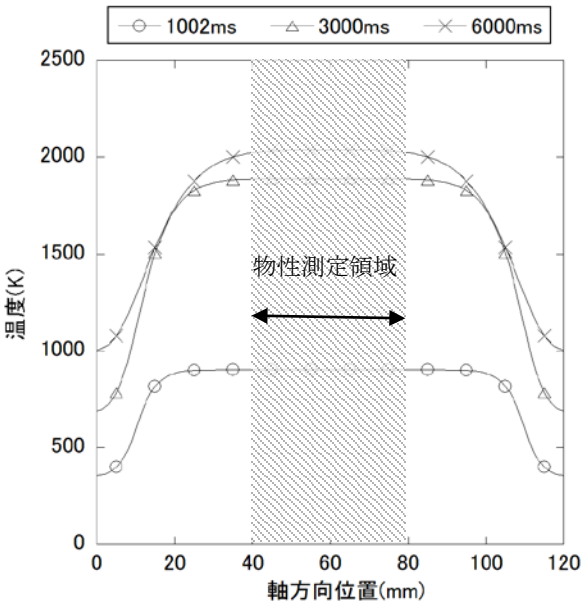


図 1 ジルコニア試料（r=1.2 mm）軸方向温度分布

本研究発表は、平成 28 年度及び平成 29 年度文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」の研究課題「高速パルス通電加熱による超高温核燃料物性測定技術の開発」の成果の一部を含む。

参考文献

[1] 小無、森本、渡部、加藤、渡辺、有田、菱沼、日本原子力学会 2018 年春の年会予稿集 2D12

*Masashi Watanabe[1], Kyoichi Morimoto[1], Masato Kato[1], Kenji Konashi[2], Yuji Arita[3], Hiromichi Watanabe[4] and Yukio Hishinuma[5]
[1]JAEA, [2]Tohoku University, [3]University of Fukui, [4]AIST, [5]Art Kagaku

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

Thu. Sep 6, 2018 4:55 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room E A34 -A Building

[2E09-12] Control Rod Material

Chair:Kyoichi Morimoto(JAEA)

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

[2E09] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(6) Thermophysical Properties of 10mass%B_4C-SS Eutectic Materials in the Solid State

*Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Hidemasa Yamano[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2E10] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(7) Density and Surface Tension of 10mass%B_4C-SS Eutectic Molten Materials

*Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku University, 2. JAEA)

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

[2E11] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(8) Emissivity, Heat Capacity and Thermal Conductivity of 10mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Hideo Higashi[1], Hiroyuki Fukuyama[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Tohoku Univ., 2. JAEA)

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

[2E12] Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(9) Viscosity Measurement of 10mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*Tsuyoshi Nishi[1], Hiromichi Ohta[1], Hidemasa Yamano[2] (1. Ibaraki University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (6) 10mass%B_4C-SS 共晶物の固相物性測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors
(6) Thermophysical Properties of 10mass%B_4C-SS Eutectic Materials in the Solid State

*高井　俊秀[1]，古川　智弘[1]，山野　秀将[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故評価において、制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）の共晶溶融反応及びその移行挙動を模擬するのに必要な物理モデル構築に資するため、B_4C-SS 共晶物の固相物性測定を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，共晶反応，固相物性

1. 緒言

B_4C-SS 共晶溶融物の炉心内の再配置は反応度低減に大きな影響を及ぼす[1]。この B_4C-SS 共晶溶融反応及び移行挙動を解析コードで模擬できるようするには、物理モデルを開発する必要がある。本報では、このための基盤データとして B_4C-SS 共晶物の固相物性測定を行った結果について報告する。

2. 研究概要

2-1. B_4C-SS 共晶反応試料の合成

所定の質量比（SS：B_4C＝90：10）で分取した原料を、誘導溶解法にて約 1500℃まで加熱・溶解させ、その溶湯を負圧に引いた石英管で吸引し急冷することにより 10mass%B_4C-SS 共晶試料を合成した。合成後、化学組成分析、組織観察及び X 線回折を行い、所望の B_4C 含有率が得られていること、組織が全体的に均質であること、B_4C と SS の反応生成物が形成（合成試料の主たる結晶相は Fe_2B）されていることを確認した。

2-2. 固相物性測定結果

まず、熱重量示差熱分析装置を用いて試料の溶融温度を確認し、固相物性の測定温度範囲を室温から 1000℃までと定めた。

続いて B_4C-SS 共晶試料の密度、比熱及び熱伝導率を、それぞれ熱膨張法・アルキメデス法、断熱熱量計法・DSC 法及びレーザーフラッシュ法により測定した。熱伝導率の測定結果を図 1 に示す。本図より、10mass%B_4C-SS 共晶試料は、SS により熱伝導率の高い B_4C を添加した試料であるにもかかわらず、熱伝導率は SS よりも測定温度領域内平均で約 21%低い値を示すことが分かった。なお、密度及び比熱については、B_4C と SS それぞれの物性値から予想される通り、B_4C 添加により SS と比べて、密度は約 12%低く、比熱は約 22%高くなる傾向を示した。

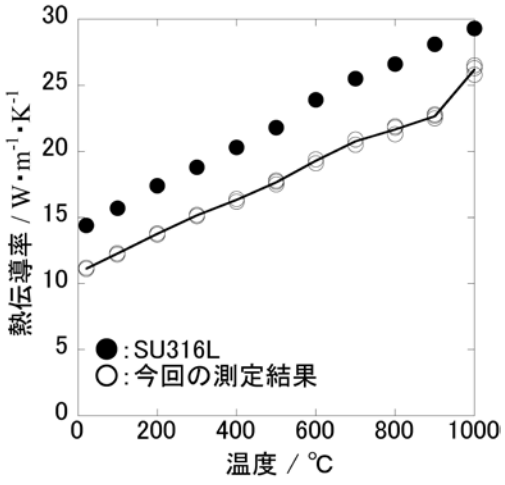


図1　10mass%B_4C-SS共晶試料の熱伝導率

3. まとめ

B_4C 含有率 10mass%の B_4C-SS 共晶試料を合成し、固相物性として密度、比熱及び熱伝導率の温度依存性を明らかにした。今後、B_4C 含有率の異なる B_4C-SS 共晶試料の物性測定を継続し、熱物性データベースとして整備し、それぞれの物性値に対する B_4C 含有率の影響を評価していく予定である。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 山野ら，第 21 回動力・エネルギー技術シンポジウム, B242, 2016.

* Toshihide Takai[1], Tomohiro Furukawa[1], Hidemasa Yamano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (7) 10mass%B_4C-SS 共晶溶融物の密度および表面張力測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(7) Density and Surface Tension of 10mass%B_4C-SS Eutectic Molten Materials

*福山 博之[1]，東 英生[1]，山野 秀将[2]

[1] 東北大学多元物質科学研究所，[2] 日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SUS316L (SS)）の共晶反応挙動を模擬するのに必要な熱物性モデル構築のため、超高温熱物性計測システム（PROSPECT）により、系統的に B_4C-SS 系融体の熱物性計測を行っている。今年度は 10mass%B_4C-SS 系融体の密度および表面張力の測定を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，密度，表面張力

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SUS316L (SS)）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには溶融した B_4C-SS 系融体の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は極めて困難であり、信頼できるデータはほとんど存在しない。当研究室では、超高温熱物性計測システム（PROSPECT）[1]を開発している。PROSPECT（図 1）では、電磁浮遊装置に静磁場（超電導磁石）を組み合わせて、表面振動、並進運動や内部の対流が抑制された金属液滴の浮遊状態が得られる。PROSPECT はさらに高速度カメラ、レーザー、真空ポンプ、ガス導入系、放射温度計、酸素センサーを備えたマルチ熱物性計測システムであり、高温融体の密度、表面張力、放射率、熱容量、熱伝導率を測定可能である。本研究では、PROSPECT を適用し、10mass%B_4C-SS 系融体の密度および表面張力を測定したので、その結果について報告する。

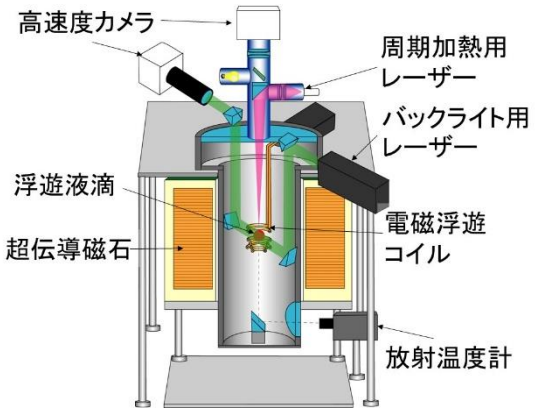


図 1　超高温熱物性計測システム（PROSPECT）

2. 実験および結果

試料には、誘導加熱・急冷法で作製した 10mass%B_4C-SS を用いた。密度測定では、レーザー光を試料に照射し、高速度カメラを用いて液滴の形状を正確に測定する液滴投影法を採用した。表面張力測定では、静磁場を印加せず、液滴の表面振動を高速度カメラで観察し、その振動数から表面張力を求めた（液滴振動法）。10mass%B_4C-SS 系融体の密度と表面張力は、液相線温度（1808 K）近傍で、それぞれ、6426 $kg \cdot m^{-3}$、約 1700 $mN \cdot m^{-1}$ であった。講演では、昨年度の結果と合わせて、SS への B_4C 添加の影響について報告する。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 福山博之，計測と制御, vol. 54 , no. 5 (2015), 303-308.

* Hiroyuki Fukuyama[1], Hideo Higashi[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Tohoku University, Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, [2]Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (8) 10mass%B_4C-SS 共晶溶融物の放射率、熱容量および熱伝導率測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(8) Emissivity, Heat Capacity and Thermal Conductivity of 10mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*東 英生[1]，福山 博之[1]，山野 秀将[2]

[1]東北大学多元物質科学研究所，[2]日本原子力研究開発機構

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故における制御棒材（炭化ホウ素：B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）の共晶反応挙動を模擬するのに必要な熱物性モデル構築のため、超高温熱物性計測システム（PROSPECT）を用いた非接触レーザー周期加熱カロリメトリ法により、10mass%B_4C-SS 系融体の放射率、熱容量および熱伝導率の測定を行った結果について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，炭化ホウ素，ステンレス鋼，放射率，熱容量，熱伝導率

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（ステンレス鋼：SS）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには溶融したB_4C-SS 系融体の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は困難であり、信頼できるデータはほとんど存在しない。当研究室では、高温融体の高精度熱物性計測に向けた超高温熱物性計測システム（PROSPECT）によるレーザー周期加熱カロリメトリ法[1]を開発している。本研究では、本手法を適用し、10mass%B_4C-SS 系融体の放射率、熱容量および熱伝導率を測定したので、その結果について報告する。

2. 実験方法

試料には、誘導加熱・急冷法で作製した 10mass%B_4C-SS を用いた。PROSPECT 内に試料をセットした後、真空引きし、Ar-5vol%H_2 ガスで置換した。試料を浮遊、溶融させた後、放射温度計を用いて試料温度を測定した。試料の温度は液相線温度で補正を行った。試料の垂直分光放射率は試料からの輝度を分光器で測定することによって求めた。また、熱容量および熱伝導率は、レーザー周期加熱カロリメトリ法により測定した。垂直分光放射率および熱容量測定では静磁場を 3 T 印加することにより試料の表面振動および並進運動を抑制し、熱伝導率測定では 10 T 印加して試料の内部対流を抑制して真の熱伝導率を得た。

3. 結果

10mass%B_4C-SS 系融体の垂直分光放射率には明確な温度依存性はみられず、0.30±0.01（波長 940 nm）であった。熱容量においても明確な温度依存性はみられず、1024±32 $J \cdot kg^{-1} \cdot K^{-1}$ であった。熱伝導率では正の温度依存性がみられ、液相線温度近傍では、29 $W \cdot m^{-1} \cdot K^{-1}$ であった。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] H. Kobatake, H. Fukuyama, T. Tsukada and S. Awaji, Meas. Sci. Technol. 21 (2010) 025901 (9pp).

---

*Hideo Higashi[1], Hiroyuki Fukuyama[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Tohoku University, Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, [2]Japan Atomic Energy Agency.

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故時の制御棒材の共晶溶融挙動に関する研究 (9) 10mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度測定

Study on Eutectic Melting Behavior of Control Rod Materials in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors

(9) Viscosity Measurement of 10mass%B_4C-SS Eutectic Molten Material

*西 剛史[1]，太田 弘道[1]，山野 秀将[2]

[1]茨城大学大学院理工学研究科，[2]日本原子力研究開発機構

炭化ホウ素（B_4C）とステンレス鋼（SS）の溶融混合物の粘度データはシビアアクシデント解析に必要不可欠である。本研究では、H28 年度に報告した 5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度測定に続き、10mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度測定を実施し、データの検証を実施したので報告する。

キーワード：炭化ホウ素、ステンレス鋼、5mass%B_4C-SS 共晶溶融物、10mass%B_4C-SS 共晶溶融物、粘度

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント時には、制御棒材（B_4C）と原子炉構造材（SS）との共晶反応による複雑な炉心損傷の様相を呈する。この共晶反応挙動を模擬するためには B_4C-SS 溶融混合物の熱物性値が必要であるが、高温における融体の熱物性計測は極めて困難であり、信頼できるデータはほとんど存在しない。本研究では、高速炉のシビアクシデント解析で最も重要な物性値の一つとして 10mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度をるつぼ回転粘度計により測定し、溶融 SS や 5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度と比較し、テータの検証を実施した。

2. 実験方法

本実験は試料の酸化を防ぐため、ヘリウム雰囲気下で実施した。本研究では、内径 60mm のアルミナチューブを炉心管とし、三段からなるカンタルスーパー発熱体による電気抵抗炉を用いることで、安定した広い均熱帯の確保が可能となった。記録系は、懸垂系に取り付けられた反射鏡にレーザ光を一定方向から入射し、その反射光をフォト・ディテクターで検出した。この各検出子を通過する反射光の時間間隔を測定し、実測で得た振動曲線から周期と対数減衰率を決定し、粘度を算出した。

3. 結論

1540℃から 10℃刻みで 1490℃まで測定した 10mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度の測定結果を溶融 SS、5mass%B_4C-SS 共晶溶融物の測定値ならびに Fe-12.5mol%B の文献値[1]と共に図 1 に示す。図 1 より、10mass%B_4C-SS 共晶溶融物の粘度は溶融 SS よりも明らかに高い値を示し、5mass%B_4C-SS 溶融混合物の測定値ならびに Fe-12.5mol%B_4C の文献値と近い値を示すことが明らかになった。なお、B_4C-SS 共晶溶融物の粘度において明確な B_4C 依存性は見られなかった。

*本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 29 年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果である。

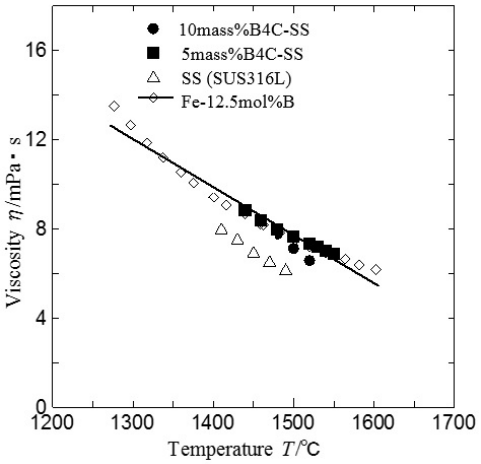


図 1　10mass%B4C-SS 共晶溶融物の粘度

参考文献

[1] O. Takeda et al., ISIJ Int., 55 (2015) 500.

*Tsuyoshi Nishi[1], Hiromichi Ohta[1] and Hidemasa Yamano[2]

[1]Department of Science and Engineering, Ibaraki Univ. [2]Japan Atomic Energy Agency.

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

Thu. Sep 6, 2018 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room F A36 - A Building

[2F01-04] Cement

Chair:Masaaki Fukaya(OBAYASHI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2F01] Study on change of diffusion coefficient due to leaching of mortar

(1) Evaluation of physical properties of leached sample

*Masahito Sibata[1], Kazuko Haga[1], Daisuke Hayashi[2], Masaya Ida[2], Kiyofumi Kurumisawa[3] (1. Taiheiyo Consultant Co.,Ltd, 2. Radioactive Waste Management Funding and Research Center, 3. Hokkaido University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2F02] Study on change of diffusion coefficient due to leaching of mortar

(2) The prediction model of diffusion coefficient in Ca leached mortar

Kiyofumi Kurumisawa[1], *Masaya Ida[2], Daisuke Hayashi[2], Masahito Shibata[3], Kazuko Haga[3] (1. Hokkaido University, 2. Radioactive waste management funding and research center, 3. Taiheiyo Consultant Co.,Ltd.)

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

[2F03] Evaluation of leaching phenomena of long-cured Fly Ash Cement hydrates

*Mebae Kuranaga[1], Sayuri Tomita[1], Masahito Shibata[1], Kazuko Haga[1] (1. Taiheiyo Consultant Co.,Ltd)

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

[2F04] Evaluation of long-cured Fly Ash Cement hydrates

*Sayuri Tomita[1], Kazuko Haga[1], Haruka Takahashi[1], Yoshitaka Ishikawa[2], Sadayuki Watanabe[3], Ippei Maruyama[4] (1. Taiheiyo Consultant Co. Ltd., 2. Electric Power Development Co. Ltd., 3. Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute, 4. Nagoya University)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

モルタルの溶脱に伴う拡散係数変化に関する検討
(1)溶脱試料の物性評価

Study on change of diffusion coefficient due to leaching of mortar
(1) Evaluation of physical properties of leached sample

*柴田 真仁[1]，芳賀 和子[1]，胡桃澤 清文[2]，林 大介[3]，井田 雅也[3]
[1](株)太平洋コンサルタント，[2]北海道大学，[3]原環センター

モルタル硬化体を硝酸アンモニウム量のそれぞれ異なる溶液へ浸漬することによって、様々な溶脱度合の変質試料を作製した。本手法で得た変質モルタル硬化体の空隙分布と拡散係数を測定した結果、Ca の溶脱に伴う空隙構造の変化と拡散係数の変化との関係を示すデータを取得できた。

キーワード：TRU，人工バリア，セメント，モルタル，迅速法，溶脱，硝酸アンモニウム，拡散係数

1. 緒言　TRU 廃棄物の地層処分における人工バリアの精緻な長期挙動評価には、地下水への Ca 溶脱によって変化するセメント系材料の拡散係数を反映する必要がある。セメント系材料の溶脱に伴う拡散係数変化のモデル化においては、検証データを得るための変質試料の作製が課題であった。筆者らはこれまで、硝酸アンモニウム溶液を用いて、セメントペースト、モルタル硬化体を均質でかつ迅速に溶脱変質させる手法を開発し報告してきた[1]。本報告では、Ca が溶脱したモルタルの拡散係数予測モデルの構築に向け、変質量を変化させたモルタルを作製し、変質段階ごとに空隙構造と拡散係数を測定した結果を報告する。

2. 実験　モルタル混練に使用したセメントは、普通ポルトランドセメント（OPC）、フライアッシュセメント（FAC；OPC/FA=7/3）及び、高炉セメント（BFSC；OPC/BFS＝3/7）で、配合は細骨材/結合材比＝1、1.4、水/セメント比＝0.5、0.6 とした。50℃水中で 3 ヶ月間養生したモルタル硬化体を、φ30mm、厚さ 5mm の円盤状に加工した後、0.05mol/L の硝酸アンモニウム溶液に液固比(LS) 100、150、250 の条件で 3 ヶ月間浸漬した。得られた試料に対して鉱物定量、組成分布測定、空隙径分布測定さらには拡散係数の測定を実施した。

3. 結果　組成分布測定の結果を図-1 に、0.05μm 以上の空隙率と拡散係数の関係を図-2 に示す。組成分布測定の結果から、本手法で溶脱度合いの異なる均質な変質モルタル硬化体が作製できたことを確認した。これら全ての変質試料の主な溶脱成分は Ca であり $Ca(OH)_2$ 以外に C-S-H の Ca も溶脱していることを確認した。拡散係数は全空隙より 0.05μm 以上の比較的粗大な空隙で整理すると相関関係が高いことを確認した。しかし、セメント種類や溶脱度合いによりその傾向に乖離が見られることから、粗大な空隙だけではなく、水和物の大半を占める C-S-H の拡散係数の影響に関してもモデル化する必要があると考えた。

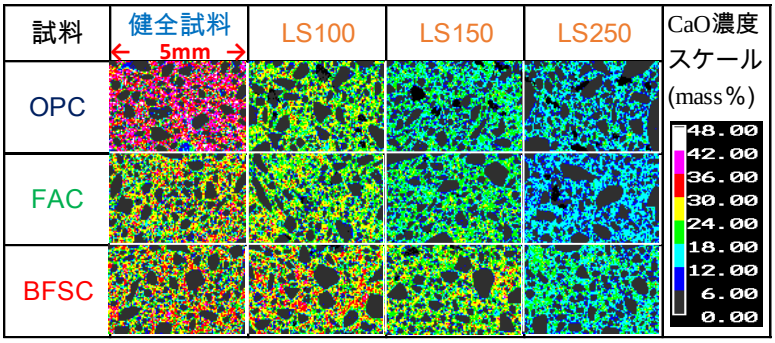


図-1　組成分布測定の結果

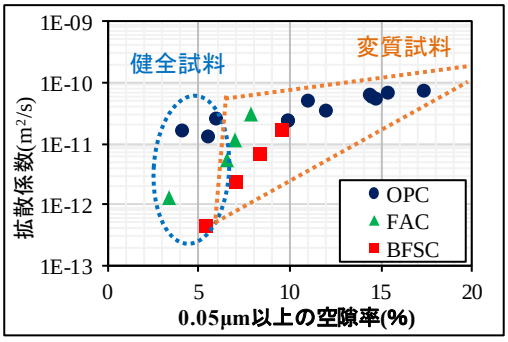


図-2　0.05μm 以上の空隙率と拡散係数の関係

本発表は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「平成 29 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発）」の成果の一部である。

参考文献　[1]柴田真仁，他，モルタルの溶脱に伴う物性変化に関する評価,日本原子力学会 2016 年秋の大会

*Masahito Shibata [1], Kazuko Haga[1], Kiyofumi Kurumisawa[2], Daisuke Hayashi[3], Masaya Ida[3]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [2] Hokkaido University, [3]RWMC

モルタルの溶脱に伴う拡散係数変化に関する検討
（2）Ca 溶脱後のモルタルの拡散係数予測モデル

Study on change of diffusion coefficient due to leaching of mortar
(2) The prediction model of diffusion coefficient in Ca leached mortar

胡桃澤 清文[1]，*井田 雅也[2]，林 大介[2]，柴田 真仁[3]，芳賀 和子[3]，
[1]北海道大学，[2]原環センター，[3](株)太平洋コンサルタント

モルタルの初期状態の情報から Ca 溶脱段階に応じた実効拡散係数を予測するモデルを検討した。セメントペーストおよび遷移帯を物質が移行するとし、両相の Ca 溶脱に伴う鉱物および空隙変化のモデル化手法、および、両相の Ca 溶脱段階に応じた実効拡散係数の算出手法を構築した。これらを初期状態の情報から作成した 3 次元モデルに反映する事で、Ca 溶脱段階に応じたモルタルの実効拡散係数を予測可能となった。

キーワード：TRU，人工バリア，セメント，モルタル，遷移帯，溶脱，拡散係数，予測，モデル

1. 緒言 TRU 廃棄物の処分施設の人工バリアに用いられるセメント系材料の物質移行特性（実効拡散係数）は、地下水による Ca 溶脱等の変質により変化する。そのため、人工バリアの精緻な長期挙動評価には、Ca 溶脱に伴うセメント系材料の実効拡散係数の変化の反映が必要である。しかし、セメント系材料は、配合、材料ごとに諸物性が異なるため、Ca 溶脱段階に応じた実効拡散係数の導出には多大な労力を要する。本報告では、初期状態の物性値情報に基づき、Ca 溶脱に伴う鉱物量や空隙構造の変化を考慮してモルタルの拡散係数を予測するモデルを構築した。

2. セメントペーストの拡散係数予測モデル 構成要素を C-S-H、$Ca(OH)_2$、粗大空隙に分け、各構成要素を 3 次元に配置しランダムウォーク法を適用して実効拡散係数を算出した。物質移行経路は C-S-H と粗大空隙とした。また、$Ca(OH)_2$ は溶脱後に粗大空隙になるとし、Ca 溶脱に伴う C-S-H の実効拡散係数の変化はセメント種毎の相関式から算出した。

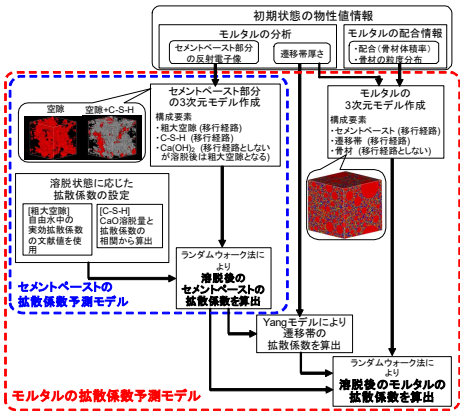


図-1 モルタルの拡散係数予測モデルの概要

3. モルタルの拡散係数予測モデル 構成要素をセメントペースト、骨材、遷移帯に分け、各構成要素を 3 次元に配置しランダムウォーク法で算出する事とした。物質移行経路はセメントペーストおよび遷移帯とした。遷移帯の拡散係数は、試験結果を踏まえ、セメントペーストと一定比率を保つとする既往の算定法 [1]から算出した。本モデルの解析値と実測値は同様の傾向を示し、本モデルにより初期状態の物性値情報から各種セメントのモルタルの Ca 溶脱段階に応じた実効拡散係数を予測可能と判断した。

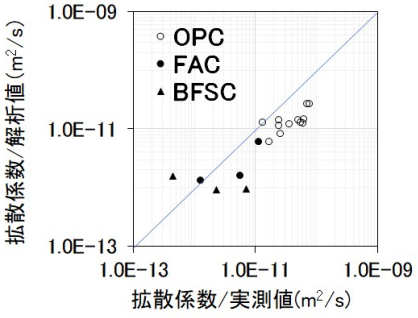


図-2 拡散係数の解析値と実測値の関係
解析値は、既往の検討[2]に準じて溶脱試験試料より導出した C-S-H の拡散係数を使用して算出

本発表は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「平成 29 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発）」の成果の一部である。

参考文献

[1] C.C Yang, J K Su, Approximate migration coefficient of interfacial transition zone and the effect of aggregate content on the migration coefficient of mortar, Cement and Concrete Research, Volume 32, Issue 10, P1559-1565, 2002.
[2] S. Bejaoui, B. Bary, Modeling of the link between microstructure and effective diffusivity of cement pastes using a simplified composite model Original Research Article, Cement and Concrete Research, Volume 37, Issue 3, P 469-480, 2007.

Kiyofumi Kurumisawa[1], *Masaya Ida[2], Daisuke Hayashi[2], Masahito Shibata[3], Kazuko Haga[3]
[1]Hokkaido University, [2]RWMC, [3]Taiheiyo Consultant Co., Ltd.

長期材令フライアッシュセメント水和物の溶脱現象の評価

Evaluation of leaching phenomena of long-cured Fly Ash Cement hydrates

*藏永 萌[1]，富田 さゆり[1]，柴田 真仁[1]，芳賀 和子[1]
[1]（株）太平洋コンサルタント

養生期間 12 年の長期材令のフライアッシュセメント硬化体を用いて溶脱試験を行い、溶脱に伴う C-A-S-H 相の変化を評価した。溶脱により C-A-S-H の Ca 量の減少が確認されたが、同時にシリケートアニオンの鎖長も変化しており、C-A-S-H の結合状態が変化していることが示唆された。

キーワード：放射性廃棄物，人工バリア，フライアッシュセメント，溶脱，C-A-S-H，Si-NMR，Al-NMR

1. 緒言　放射性廃棄物処分において、人工バリア材料には各種性能が期待されており、多くの研究が行われている。特にセメント系材料の性能は、地下水との接触に伴う溶脱によって変化することから、溶脱変質現象を解明することは重要な課題である。溶脱研究ではこれまで OPC 硬化体の主要鉱物であるケイ酸カルシウム水和物（C-S-H）が評価対象であったが、近年は Al 成分が多い混合セメントに関する研究も実施されており、評価対象も C-A-S-H と認識され始めている[1]。しかし、十分水和した混合セメント試料の溶脱試験と詳細評価の報告例は少ない。そこで本研究では、養生期間 12 年の長期材令のフライアッシュセメント硬化体の溶脱試験を実施し、溶脱後に採取した試料の固体 NMR や鉱物評価を行った結果を報告する。

2. 実験　試験に用いたフライアッシュセメント（OPC:FA=7:3）試料は、W/C=0.6 の条件で混練後に 50℃で 3 ヶ月間、さらに室温で 12 年間水中養生した長期材令の硬化体である。浸漬試験には、硬化体を 100μm 以下に調整した粉末試料を使用し、液固比（純水/酸化物固相重量比）が 10、100、1000、2000 の条件となるよう浸漬して、1 ヶ月後に固液分離を実施した。回収した液相試料は、pH と成分測定、固相試料は、鉱物定性と定量、さらには NMR 測定を行い、C-A-S-H 中の Si と Al の結合状態を評価した。

3. 結果　C-A-S-H の Ca/Si 比と溶脱液相の pH の変化を図-1 に、C-A-S-H の主要成分である CaO、SiO_2、Al_2O_3 量の変化を図-2 に、Si-NMR の解析結果より算出した C-A-S-H のシリケートアニオン鎖の平均鎖長（MCL）の変化を図-3 に示す。鉱物定量の結果、初期試料中の $Ca(OH)_2$ 量は 3%程度と少なく、フライアッシュが十分に水和した試料であることを確認した。浸漬試料からは主に Ca が溶脱し、Si 量および Al 量の変化は僅かであるため、これを反映し主要水和物の C-A-S-H の Ca/Si は顕著に低下した。NMR の解析結果では、液固比によって MCL が長くなっていることが分かった。これらの結果により、Ca の溶脱に伴い C-A-S-H の結合状態が変化したことが分かった。

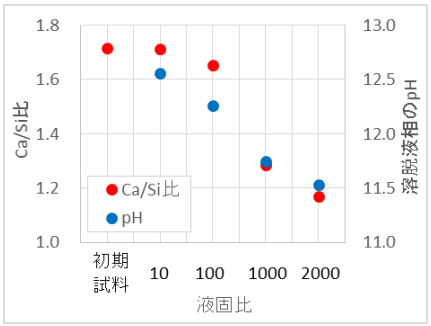


図-1　C-A-S-H の Ca/Si 比と溶脱液相の pH の変化

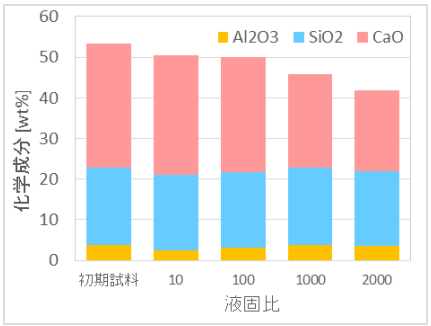


図-2　C-A-S-H の CaO、SiO_2、Al_2O_3 量の変化

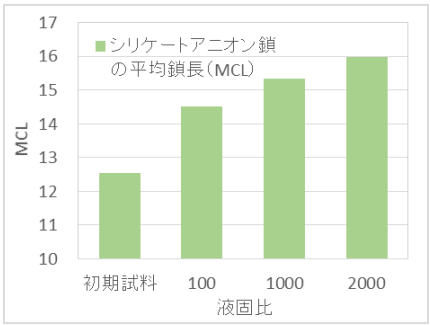


図-3　Si-NMR 解析結果 C-A-S-H の MCL の変化

参考文献　[1] 芳賀他、セメント系材料へのアルカリイオンの収着に関する検討、2016 原子力学会秋の大会

*Mebae Kuranaga[1], Sayuri Tomita[1] , Masahito Shibata[1], Kazuko Haga[1]
[1]Taiheiyo Consultant Co.,Ltd.

長期材齢フライアッシュセメントの水和物評価

Evaluation of long-cured Fly Ash Cement hydrates

*富田 さゆり[1]，芳賀 和子[1]，高橋 晴香[1]，石川 嘉崇[2]，渡邊 禎之[3]，丸山 一平[4]
[1]太平洋コンサルタント，[2]電源開発株式会社，[3]東京都立産業技術研究センター，[4]名古屋大学

放射性廃棄物施設に利用が検討されているフライアッシュセメント（FAC）に対して、長期材齢試料の水和を評価した。材齢 50 年の FAC コンクリートおよび材齢 12 年の FAC ペーストの SEM-EDS、固体 NMR 分析結果から、フライアッシュが C-A-S-H に及ぼす影響を検討した。

キーワード: 放射性廃棄物, 人工バリア, フライアッシュセメント, 長期材齢, C-A-S-H, Si-NMR, Al-NMR, SEM-EDS

1. 緒言　放射性廃棄物処分施設の設計において、フライアッシュセメント（FAC）の使用が検討されており、長期の水和に関するデータが必要である。フライアッシュ（FA）は普通ポルトランドセメント（OPC）に比較して Al を多く含むため、主要水和物である C-A-S-H（Al を含む C-S-H）の組成や構造が OPC とは異なることが懸念される。本研究では、材齢 50 年の FAC コンクリートおよび材齢 12 年の FAC ペーストの C-A-S-H の化学組成と構造を、SEM-EDS と固体 NMR から評価した。

2. 実験　評価対象とした材齢 50 年の FAC コンクリートは、中庸熱セメント：FA＝7：3、水セメント比（W/C）＝0.4 で混練された 2 地点（I, S）のダムコンクリートである。材齢 12 年の FAC ペーストは、OPC：FA＝7：3、W/C＝0.6 で混練後、水中養生を行ったものである。SEM-EDS では、セメント粒子外部と FA 内部は鉱物の影響を受ける可能性があるため、図 1 に示すセメント粒子内部（セメントインナー）および FA 外郭際（FA アウター）の分析を行い、FA が C-A-S-H 組成に及ぼす影響を評価した。また、固体 NMR を用いて、^{29}Si と ^{27}Al の結合状態を確認した。

3. 結果・考察　図 2 に OPC[1]、FAC コンクリート、FAC ペーストの EDS 分析結果から算出した Ca/Si 比と Al/Si 比の関係を示す。OPC と比較して、FA を含む試料は Al/Si 比が高く、Ca/Si 比が低くなっている。また、FAC ペーストでは、FA アウターがセメントインナーより僅かに Al/Si 比が高く、Ca/Si 比が低くなっていた。一方 FAC コンクリートは全体的に均一な組成であった。図 3 に、I 地点の FAC コンクリートおよび FAC ペーストの ^{29}Si MAS-NMR 分析結果を示す。なお、EDS の結果から算出した I 地点および FAC ペーストの C-A-S-H の平均 Al/Si 比は共に 0.17 であり、NMR 分析結果と概ね合致した。FAC の C-A-S-H には Al が比較的多く含まれていることがわかった。

謝辞　本研究の一部は、文部科学省の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」・「放射性物質によるコンクリート汚染の機構解明と汚染分布推定に関する研究」（平成29年度）において実施した。

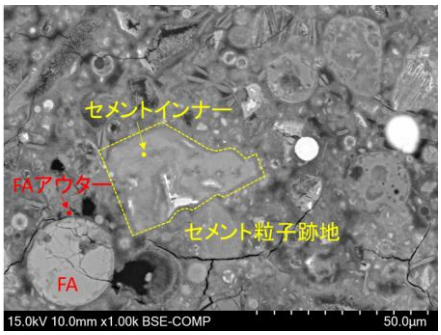


図1　FACペーストSEM画像

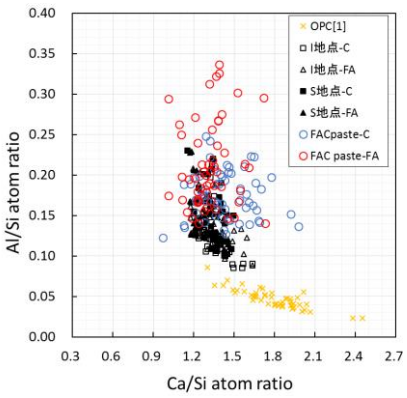


図2　EDS分析結果（Ca/Si－Al/Si）
（C：セメントインナー、FA：FAアウター）

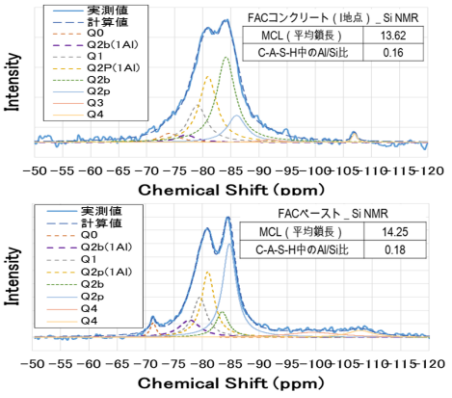


図3　^{29}Si MAS-NMR分析結果
（上）I地点　FACコンクリート（下）FACペースト

参考文献

[1] I. G. Richardson, and G. W. Groves, Microstructure and microanalysis of hardened cement pastes involving ground granulated blast–furnace slag. Journal of Materials Science, 27 (22), pp. 6204-6212(1992).

*Sayuri Tomita[1], Kazuko Haga[1], Haruka Takahashi[1], Yoshitaka Ishikawa[2], Sadayuki Watanabe[3] and Ippei Maruyama[4]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd, [2]Electric Power Development Co., Ltd,[3]Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute,
[4]Nagoya University

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

Thu. Sep 6, 2018 10:35 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 1:35 AM - 2:55 AM UTC | Room F A36 - A Building

[2F05-09] Bentonite

Chair:Haruo Sato(Okayama Univ.)

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

[2F05] Filling density of crushed-rock-based backfill material with different-sized bentonite pellets

*hitoshi nakashima[1], Akira Saito[1], Ryoji Yahagi[1], Okihara Mitsunobu[1], Satohito Toguri[1] (1. Shimizu Corporation)

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

[2F06] measurement of swelling pressure of bentonite in consideration of temperature change

*Naoki Muto[1], Nozomi Ichikawa[1], Shin-ichi Kanazawa[1] (1. National Institute of Technology, Fukushima College)

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

[2F07] Analytical study on re-flooding behavior of bentonite buffer materials using heat / soil / water / air coupled analysis

*Nozomi Ichikawa[1], Shin-ichi Kanazawa[1], Naoki Muto[1], Koji Ishiiyama[2] (1. National Institute of Technology, Fukushima College, 2. Nishimatsu Construction CO.,LTD)

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

[2F08] Study on alkaline alteration processes of bentonite by the natural analogues in the Philippines

*Naoki Fujii[1], Minoru Yamakawa[1], Tsutomu Sato[2], Misato Shimbashi[2], Masanobu Nishimura[3], Yukinobu Kimura[3], Hisao Satoh[4] (1. RWMC, 2. Hokkaido Univ., 3. Obayashi Corp., 4. MMC)

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

[2F09] Effect of axial stiffness of swelling pressure test apparatus on test results and settlement evaluation

*Yukihisa Tanaka[1], Yasutaka Watanabe[1], Kunihiko Nakamura[1] (1. CRIEPI)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

砕石を用いた埋戻し材に混合するベントナイトペレットの粒径と充てん密度

Filling density of crushed-rock-based backfill material with different-sized bentonite pellets

*中島 均[1]，齋藤 亮[1]，矢萩 良二[1]，沖原 光信[1]，戸栗 智仁[1]

[1]清水建設

放射性廃棄物処分施設の埋め戻し材として掘削ズリとベントナイトペレットを混合した材料を考え、振動などを与えない流し込み操作のみによる充てん密度を、混合割合やペレットの粒径を変えて室内試験により確認した結果、ベントナイトペレットの粒径が小さいほど充てん密度が高くなることがわかった。
キーワード：ベントナイトペレット，砕石，埋戻し材

1. 緒言

放射性廃棄物処分の埋戻し材には周囲の岩盤相当の低透水性が求められている。掘削ズリを埋め戻しただけでは低透水性が確保できず、15wt%程度のベントナイトを添加することが考えられている[1]。このような埋戻し材は、締固めなどを行わず材料を流し込むだけの施工方法を用いると、地下の狭隘な環境での施工は容易である。一方でその場合、低透水性の確保に必要な充てん密度を実現することが難しくなる。

掘削ズリを模擬した砕石に流し込みが容易なベントナイトペレットを 15wt%程度混合して、振動などを与えず流し込んで充てんすると、砕石に比べてベントナイトペレットが少なすぎて、比較的大きなすき間が残り、充てん密度が低くなることが明らかになった。この残ったすき間を適切に埋めるためには、適量の砂を混合することが有効であり、それにより充てん密度を高くできる[2]。また、ベントナイトペレットの混合割合を増やしても、この残ったすき間を充てんすることができ、ベントナイトペレットの使用量は増えるが充てん密度を高くすることができる[3]。本報では、充てん密度に与えるベントナイトペレットの粒径の影響を検討した。

2. 充てん実験

2-1. 実験方法　砕石にはコンクリート用砕石（砕石 2010：粒径 20mm～10mm）を用いた。ベントナイトペレットには粒径の異なる 3 種類のクレイパール(清水建設製:押出し径 1mm, 0.6mm, 0.3mm）[4]を用いた。実験に用いた材料の自然含水比は、砕石 0.3%、ベントナイトペレット 8.4～10.0%であった。

充てん実験では、砕石とベントナイトペレットは事前に混合し、充てん容器の上部からスコップを用いて流し込んだ。充てん容器は直径 100mm、高さ 127mm の円筒形モールドである。混合比率は自然含水比の状態の重量で規定し、砕石とベントナイトペレットの重量比を変えて実験した。充てんされた混合材料の重量から乾燥重量換算の充てん密度を算定した。

2-2. 実験結果　図 1 に試験結果を示す。ベントナイトペレットの粒径が小さいほうが、充てん密度は高くなることがわかる。また、ベントナイトペレットの粒径によらず、砕石（70wt%）とペレット（30wt%）を混合したときに最大充てん密度を示し、粒径 1mm のペレットを用いると 1.63Mg/m³ であったが、0.3mm のペレットを用いた場合は 1.78Mg/m³ と大きく上昇する。

図 2 は、充てん密度から計算で求めた有効粘土密度を縦軸に示したものである。有効粘土密度が高いと、ベントナイト混合材料の透水性が低くなる強い相関があると考えられている。砕石が多い場合にはペレットが増えると有効粘土密度が増加するが、砕石が少ないところではペレットを増やしても充てん密度が低下するので、有効粘土密度はほぼ一定値を示した。砕石の重量比が 50～70%の範囲では、ペレットの粒径を小さくすることで有効粘土密度が増加する傾向が明らかであった。

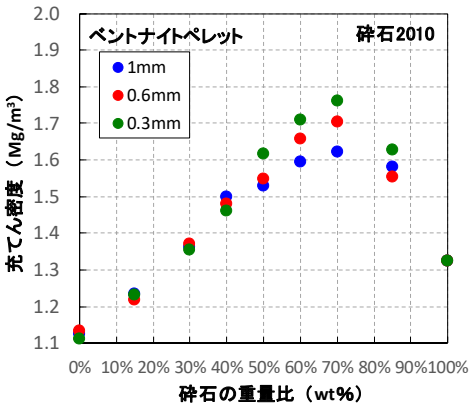


図 1　ペレット粒径が異なる場合のペレット混合砕石の充てん密度

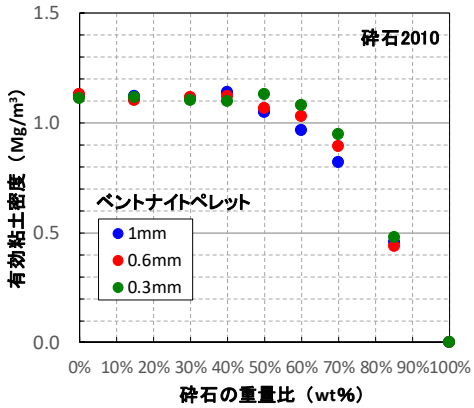


図 2　ペレット粒径が異なる場合のペレット混合砕石の有効粘土密度

3. 結論

掘削ズリにベントナイトペレットを混合した材料を流し込みにより充てんする場合には、ベントナイトペレットの粒径を小さくすると充てん密度が高くなることがわかった。その効果は最大充てん密度を示す砕石 70wt%（ペレット 30wt%）から最大有効粘土密度を示す砕石 50wt%（ペレット 50wt%）の範囲で顕著であった。

参考文献

[1]核燃料サイクル開発機構：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第２次とりまとめ－分冊２ 地層処分の工学技術, JNC TN1400 99-022 (1999). [2]中島均, 齋藤亮, 矢萩良二, 戸栗智仁：砕石にベントナイトペレットを混合した埋戻し材の充てん性, 原子力学会, 2017 年秋の大会, 2H20. [3]中島均, 齋藤亮, 矢萩良二, 沖原光信, 戸栗智仁:砕石とベントナイトペレットを混合した埋戻し材の充てん密度, 原子力学会, 2018 年春の年会, 2L06. [4]中島均, 齋藤亮, 石井卓：高密度で真球度が高いベントナイトペレットの製造方法, , 2013 年春の年会, A19.

*Hitoshi Nakashima[1], Akira Saito[1], Ryoji Yahagi[1] Mitsunobu Okihara[1] and Satohito Toguri[1]

[1]Shimizu Corp.

温度変化を考慮したベントナイトの膨潤圧の計測について

Measurement of swelling pressure of bentonite in consideration of temperature change

*武藤 尚樹[1]，金澤 伸一[1]，市川 希[1]
[1]福島工業高等専門学校

高レベル放射性廃棄物の地層処分施設で予想される廃棄体の崩壊熱による高温下での緩衝材の膨潤特性を解明することを目的として，本研究では，温度条件を変化させてベントナイト供試体の膨潤圧試験を行った．

キーワード：地層処分，ベントナイト，膨潤

1. 緒言

核燃料サイクルの過程で発生する高レベル放射性廃棄物の処分方法として，地層処分が選定されている．地層処分では，放射性物質の遮蔽のために，著しい吸水膨潤性と，難透水性を有する緩衝材としてベントナイトが用いられる．処分期間中，緩衝材には廃棄体の崩壊熱による高温状態や，地下水との接触による吸水膨潤などの影響が作用する．そこで，本研究では，地層処分施設における温度影響を考慮したベントナイト緩衝材の吸水膨潤特性を解明することを目的とした膨潤圧試験を行った．

2. 実験

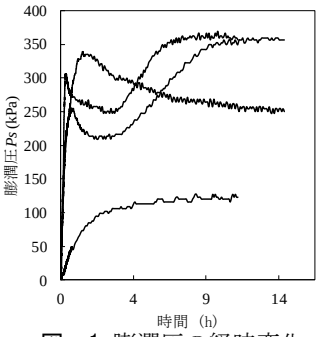
試験条件を**表－1** に示す．試験には，ベントナイトと珪砂を 7 対 3 の割合で混合した試料を用いて作製した直径 28mm，高さ 10mm の円柱供試体を用いた．熱電対とヒーターを用いて水温を目標温度の±1℃以内に制御し，供試体の下面から吸水を行い，膨潤圧を測定した．なお，試験にはイオン交換水を用いた．

表－1 試験条件

温度	30,90	50,60
乾燥密度(Mg/m^3)	1.6	
間隙比	0.61	0.61
含水比(%)	7.94	6.53
飽和度(%)	33.41	27.45

3. 結果・考察

図－1 に膨潤圧の経時変化を示す．児玉ら[1)]の試験結果と同様に，温度の上昇に伴い供試体の膨潤圧は上昇することが確認された．温度の上昇に伴い，浸透圧が溶液のモル濃度と絶対温度に比例して増加するとともに水和反応が増加したため，膨潤圧が上昇したと考えられる．また，電気二重層の厚さを示すデバイ距離は温度の上昇に伴い増加することが知られている．温度の上昇に伴いデバイ距離が増加し，粒子間の反発により粒子が分散し，吸水膨潤が促進されたと考えられる．さらに，温度の上昇に伴い，水の粘性が低下し，透水性が高くなり，供試体の吸水速度が上昇したことで，温度の高い条件ほど膨潤圧が上昇したと考えられる．また，90℃と 60℃の結果を比較すると，一定値に至るまでの時間は 90℃が 8 時間，60℃が 10 時間と差があるが，最大膨潤圧を比較するとほぼ同じ値に収束しているため，最大膨潤圧の発現に至る時間は，温度の上昇に伴い短くなるが，ある温度を超えると，最大膨潤圧の値が一定値に平衡する可能性があると考えられる．



図－1 膨潤圧の経時変化

参考文献

[1] 児玉潤・足立格一郎・田邉亮・鈴木絵理子・山元茂弘: ベントナイト・珪砂混合試料の高温環境下での膨潤特性, 土木学会論文集 No.764/III-67, pp.319-328, 2004.

*Naoki Muto[1], Shin-ichi Kanazawa[1] and Nozomi Ichikawa[1]
[1]National Institute of Technology, Fukushima College

熱／土／水／空気連成解析を用いたベントナイト緩衝材の再冠水挙動に関する解析的検討

Analytical study on re-flooding behavior of bentonite buffer materials using heat / soil / water / air coupled analysis

*市川希[1]，金澤伸一[1]，武藤尚樹[1]，石山宏二[2]
[1]福島工業高等専門学校，[2]西松建設株式会社

地層処分においてベントナイト緩衝材の安全性評価を行うことができる解析プログラム整備の一環として，廃棄体が発する熱を考慮した解析プログラムを用い，再冠水後の緩衝材の挙動の把握を行った．

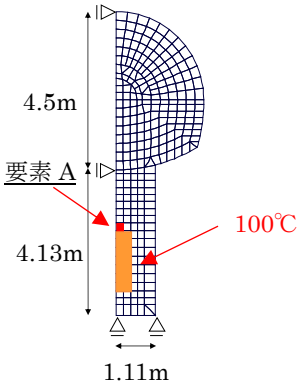
キーワード：地層処分，高レベル放射性廃棄物，ベントナイト緩衝材

1. 緒言

地層処分は処分期間が数万年から数十万年にもおよぶため，室内試験などではベントナイト緩衝材の超長期間における挙動の把握を行うことは不可能であり，解析的検討が必須である．本研究では，解析プログラム整備の一環として，廃棄体が発する熱と土，水，空気を連成可能な解析プログラムを用い，再冠水期間の違いによるベントナイト緩衝材の挙動の把握を行った．

2. 解析概要

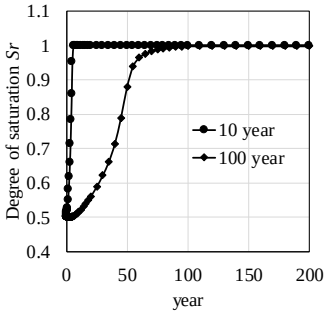
図－1 に解析領域を示す．解析には熱／土／水／空気連成有限解析コード DACSAR-MP を用いた．なお，熱は飽和透水係数にのみ影響を及ぼし，空気は溶存型である．解析モデルは HLW 竪置き処分方式とした．境界条件は，坑道周囲全面を排水・排気とし，廃棄体定置部に熱源 100℃を 100 年間断続的に与え，その後解除した（発熱の低下を考慮）．解析は熱源解除後を初期状態とし，坑道および処分孔周囲から冠水期間 10 年間と 100 年間の二種類で水頭を与え，最終的に 300m になるようにした．



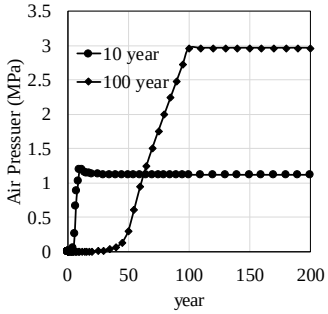
図－1 解析領域

3. 結論

図－1 の解析領域において，要素 A の冠水期間 10 年間と 100 年間の飽和度の経時変化を図－2 に，空気圧の変化を図－3 に示す．図－2 よると，それぞれの冠水期間に合わせて飽和していく過程が確認できた．図－3 によると，各冠水期間において 100 年間の方が 10 年間よりも間隙空気圧が高くなることが確認された．どちらの期間においても局所的な不飽和状態の存在が確認された．



図－2 飽和度の経時変化



図－3 空気圧の経時変化

参考文献

[1] 高山裕介：ベントナイトの力学モデルと放射性廃棄物地層処分における緩衝材としての品質評価，神戸大学大学院博士論文 (2014).

*Nozomi Ichikawa[1], Shin-ichi Kanazawa[1] , Naoki Muto[1],Koji Ishiyama[2]
[1]National Institute of Technology, Fukushima College,[2]Nishimatsu Construction CO.,LTD

フィリピンのナチュラルアナログによるベントナイトのアルカリ変質プロセスの考察

Study on alkaline alteration processes of bentonite by the natural analogues in the Philippines

*藤井 直樹[1]，山川 稔[1]，佐藤 努[2]，新橋 美里[2]，西村 政展[3]，木村 志照[3]，佐藤 久夫[4]

[1]原環センター，[2]北海道大学，[3]大林組，[4]三菱マテリアル

TRU 廃棄物処分における人工バリアの処分場の性能の低下の原因として考えられる、セメント系材料からのアルカリ影響によるベントナイト緩衝材の変質について、フィリピンのナチュラルアナログにより、Fe と Mg 成分によるスメクタイトの生成に伴い、ベントナイト緩衝材の長期健全性が維持される可能性を示した。

キーワード：ベントナイト，アルカリ変質，ナチュラルアナログ

1．緒言

TRU 廃棄物処分における人工バリア性能評価に係るセメント系材料の影響によるベントナイト緩衝材の長期健全性について、ナチュラルアナログ（以下、NA）となるアルカリースメクタイトの相互作用がみられるデータを取得して、緩衝材の長期変遷に関する直接的な根拠を示し、その相互作用によるアルカリ変質現象を明らかにして、緩衝材の長期挙動評価の信頼性向上を図ることが可能である。本研究では、セメント浸出水と類似の高アルカリ地下水が生成するオフィオライト起源の高アルカリ地下水とスメクタイトとの相互作用がみられるフィリピンのパラワン島及びルソン島での NA 調査から得られた、ベントナイトのアルカリ変質プロセスについて報告する。

2．地質環境とナチュラルアナログ

調査サイトの位置を図-1 に示す。パラワン島 Narra 地区では、オフィオライトの浸食－破砕－運搬－堆積により形成されたスメクタイトを含有する砕屑性堆積物に、オフィオライトでの蛇紋岩化作用により生成された pH11 が超える高アルカリ地下水が今現在も浸出しており、高アルカリ地下水との相互作用による様々な変質プロセスが観察できる NA サイトである。一方、ルソン島 Saile 鉱山では、火山性砕屑物を起源とするベントナイト鉱床に、パラワン島と同様に蛇紋岩化作用により生成された高アルカリ地下水が過去に浸出していた NA サイトであり、長期にわたり高アルカリ地下水とベントナイト層との相互作用があったにもかかわらず、変質反応による影響範囲は数 mm 程度に限定されていた。これらの調査サイトにおいては、掘削したトレンチから試料を採取し、XRD、EPMA 等による分析・観察を実施した。

図-1 調査サイトの位置図

3．結果・考察

Narra 地区のサイトでは、砕屑性堆積物中で 3 八面体型の（鉄）サポナイトや 2 八面体型のノントロナイト等が同定された。このことから、当サイトの高アルカリ環境(pH > 11)はスメクタイトの溶解よりも Fe, Mg 成分に富むスメクタイトの生成が卓越する環境であり、また、このような環境では、スメクタイトが長期にわたり安定に存在する。一方、Saile 鉱山のサイトでは、Ca 型ベントナイトと pH11 程度の高アルカリ地下水が過去に接触した枕状溶岩－ベントナイト界面で、5mm 程度のベントナイトのアルカリ変質領域が明確にみられる。この微小の変質領域では、界面付近の玄武岩ガラスの溶解に伴い溶出した Fe イオン取り込み、鉄サポナイトとノントロナイトが針鉄鉱を伴った高密度の鉄濃集帯を形成している。すなわち、Narra 地区でのアルカリ溶液から鉄を含むスメクタイトが生成するプロセスは、図-2 に示すように Saile 鉱山のアルカリ変質プロセスと共通しており、アルカリによって Fe を含むスメクタイトが生成するプロセスはベントナイトーアルカリ相互作用でも生じる可能性が高いと考えられる。その場合は、アルカリ変質反応に伴い生成した鉄を含むスメクタイトの空隙閉塞が物質移行を抑制し、それによって変質反応が抑制され、大部分のベントナイト（スメクタイト）が維持されることが期待できる。

なお、本発表は経済産業省資源エネルギー庁の「平成 29 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発）」により実施した研究成果の一部である。

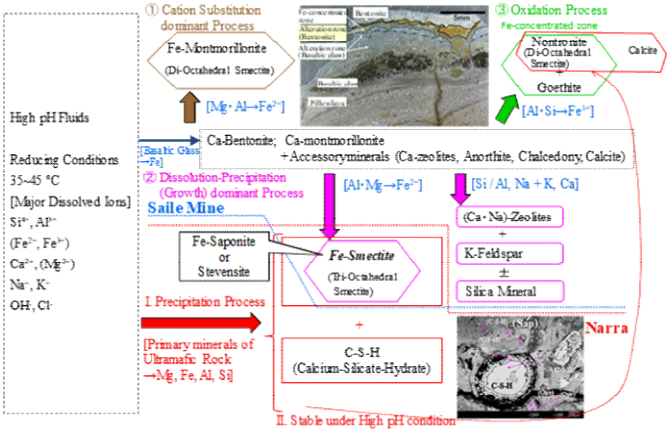


図-2 フィリピンナチュラルアナログのアルカリ変質プロセス

*Naoki Fujii[1], Minoru Yamakawa[1], Tsutomu Sato[2], Misato Shimbashi[2], Masanobu Nishimura[3], Yukinobu Kimura[3], and Hisao Satoh[4]

[1]RWMC, [2]Hikkaido Univ., [3]Obayashi Corp., [4]Mitsubishi Material Corp.

膨潤圧試験装置の軸方向剛性が試験結果と沈下量評価に及ぼす影響

Effect of axial stiffness of swelling pressure test apparatus on test results and settlement evaluation

*田中 幸久[1]，渡邊 保貴[1]，中村邦彦[1]
[1]（一財）電力中央研究所

膨潤圧試験装置の軸方向の剛性が小さいと平衡膨潤圧を過小に評価すること，また，その結果を用いた場合，廃棄体の沈下量を過大に評価する場合があることを明らかにした．

キーワード：ベントナイト，膨潤圧，試験装置，軸方向剛性，沈下量評価

1. はじめに

膨潤圧試験装置の軸方向剛性の試験結果と廃棄体の沈下量評価への影響を検討した．

2. 膨潤圧試験結果への影響

図 1 の○, △は, 膨潤圧試験装置 A[1]ならび B[2]による平衡膨潤圧の実測結果であり，●，▲は，各装置の等価軸方向剛性 $K_{sys,a}$ ($=h/D_a$, h: 供試体高さ，D_a : 装置の軸方向変形性) を考慮した吸水膨潤モデル[3]による計算結果である．計算結果と実測結果の対応は良く，両試験装置による実測結果の相違は，等価軸方向剛性の大きさの違いによりほぼ説明できることがわかる．

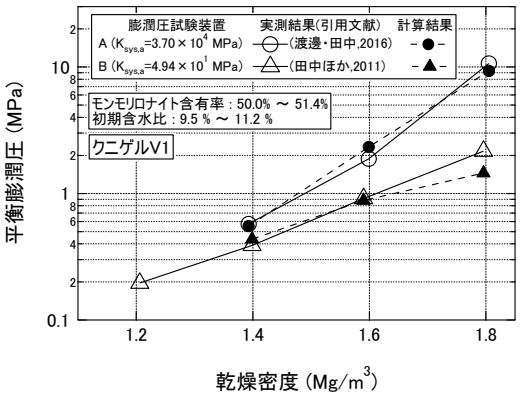
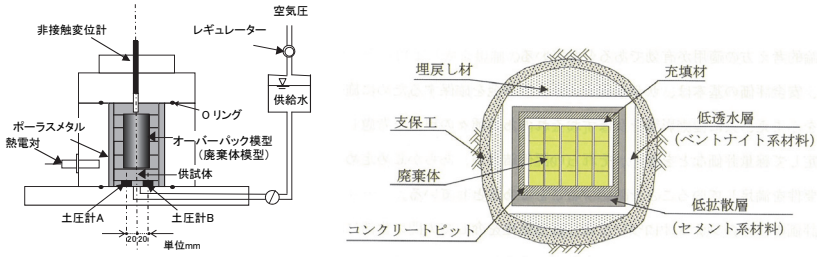


図 1 膨潤圧試験結果

3. 沈下量評価への影響

中村・田中は，**図 2**(a)に示す模型を用いて, 飽和過程における模型の変位と模型に作用する膨潤圧を測定した[4]. **図 3** に飽和後の沈下量[4]に関しての実測結果を○で示す. **図 2**(a)に示すように模型は高レベル放射性廃棄物(HLW)処分 を想定しているが, 廃棄体模型がほぼ一定の厚さのベントナイトで囲まれているという点では**図 2**(b) に示す余裕深度処分(L1)施設と同様であるため，飽和後の廃棄体の挙動も L1 施設の場合と同様であると思われる．



(a) 遠心模型実験における模型[4]　　(b) 余裕深度処分(L1)施設の断面[5]

図 2 遠心模型実験における模型と L1 施設の対応

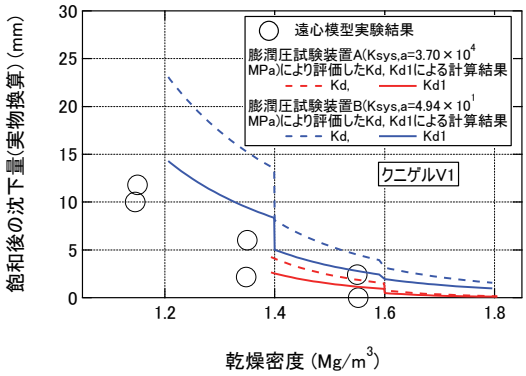


図 3 実測結果と計算結果の比較

図 3 には，**図 1** に示す膨潤圧試験結果に基づいて計算した体積剛性率 K_d と一次元体積剛性率 K_{d1} による計算結果を示す. 体積剛性率 K_d は，**図 1** を e～ln$p$ 関係に書き直した後，各データを直線で結び，その接線勾配から算出した．K_{d1} は, 側方変形が 0 であるとして K_d とポアソン比から求めた．沈下量はベントナイト層厚相当の高さ，廃棄体模型と同一の直径を有する円柱状のベントナイトが廃棄体模型の上下にあるとして計算した．**図 3** に示すように膨潤圧試験装置 A の結果を用いた方が，実測値との対応が良い．つまり，この場合，大きな等価軸方向剛性を有する装置の結果を用いた方が実測結果を精度良く予測できている．

参考文献

[1]渡邊・田中:土木学会年次講演会概要集, CS13-030, pp.59-60, 2016.　[2]田中幸久：土木学会論文集 C, Vol. 67, No. 4, pp. 513-531, 2011.　[3]Tanaka,Y. and Watanabe,Y. : Modelling the effects of test conditions～, Soils and Foundations (投稿中). [4]中村・田中:土木学会論文集C, Vol.65, No.1, pp.85-96, 2009. [5]土木学会・低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分に関する研究小委員会：余裕深度処分の安全評価における地下水シナリオに用いる～，2008.

*Yukihisa Tanaka[1] , Yasutaka Watanabe[1] and Kunihiko Nakamura[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

General Meeting

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room F A36 -A Building

[2F_GM] 「核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会」第21回全体会議

[2F_GM] General Meeting

General Meeting

[2F_GM] 「核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会」第21回全体会議

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room F (A36 -A Building)

[2F_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room F A36 -A Building

[2F_PL] Present Status of R&D Activities for Nuclear Non-prolifaration, Safeguards and Security

Chair:Kazunori Suda(JAEA)

[2F_PL01] Active Neutron NDA Technology Development for Nuclear Non-proliferation, Safegurads, and security Purpose

*Mitsuo Koizumi[1] (1. JAEA)

[2F_PL02] Development of Cyber Security Target Identification Method for Nuclear Facilities

*Kazuyuki Demachi[1] (1. Univ. of Tokyo)

2018年秋の大会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核不拡散・保障措置・核セキュリティに関する研究開発の動向と今後
Present Status of R&D Activities for Nuclear Non-proliferation, Safeguards and Security

（1）核不拡散・保障措置・セキュリティのためのアクティブ中性子非破壊測定技術開発 – 遅発ガンマ線分析技術の開発 –

(1) Active Neutron NDA Technology Development for Nuclear Non-proliferation, Safeguards, and security Purposes – Development of Delayed Gamma-ray Analysis Method –

*小泉 光生[1]
[1]日本原子力研究開発機構

1. 緒言

非破壊分析（NDA）技術は、核壊変や核分裂などに伴い放出されるガンマ線や中性子などを測定する技術で、その精度は化学処理を伴う分析（破壊分析（DA）技術）には及ばないが、試料をそのままの状態で、その場で、短時間に測定できることに特徴がある。また、非均質な測定対象を容器全体で測定しサンプリング誤差を低減させるために利用されている。そのため、保障措置や計量管理においては、DA と併用して核物質の測定・定量に用いられている。また、核セキュリティでは、核物質が隠蔽されて持ち込まれないように調べる（核検知）技術として用いられている。

その一方で、使用済燃料や再処理施設の溶解液の試料など放射能の高いものは、その高いバックグラウンドにより、新燃料核物質に対して通常行われている、核物質核種の壊変に伴い試料自身が発生する放射線を計測するパッシブ法 NDA による分析を行うことはできない。また、遮蔽物中に隠蔽された核物質や、爆薬、毒物などは、単なる放射能測定では検知できない。

日本原子力研究開発機構（原子力機構）は、外部から働きかけ、核反応などを誘発しそれを測定するアクティブ NDA 技術による検知・測定技術開発を進めている。本発表では、原子力機構が進めている 2 つのアクティブ NDA 技術開発のプロジェクトの概略と、その中の技術開発テーマから遅発ガンマ線分析（DGA）技術開発について簡単に紹介する。

2. アクティブ非破壊分析技術プロジェクト

2.1 核共鳴蛍光非破壊分析技術の開発

核共鳴蛍光（NRF）NDA 技術は準単色ガンマ線ビームを利用した核検知・測定技術である[1]。ガンマ線ビームは、加速された電子ビームにレーザー光を照射することによって得られる。その際、レーザーの光子は、電子とのコンプトン散乱でエネルギーを付与される（laser Compton scattering, LCS）。これをコリメーターで角度を制限して取り出すと、エネルギー幅が制限された高エネルギー光子ビームが得られる。こうして得られる準単色ガンマ線を核の励起エネルギーと一致するように調整すると、核が励起され、それに続く脱励起によりガンマ線が散乱される。この技術は、ガンマ線を利用するので貫通力が高いこと、核共鳴が関与するため特定の核種を狙って検知することが出来ること、そのため化学的な状態によらずに検知できること、ガンマ線照射なので放射化が起きないこと、といった特徴がある。

現在、兵庫県立大学のニュースバル施設において、隠蔽された核物質を模擬して、その検知が可能なことを示す実証実験を行うための準備を進めている。

2.2 アクティブ中性子非破壊分析技術の開発

アクティブ中性子法は、外部中性子源により核反応を誘起し、それによって発生する中性子、ガンマ線を測定する技術である[2]。原子力機構は、高線量の核物質の測定技術として、また、不審物の性状確認技術として適用できると考え、アクティブ中性子分析法のうち、ダイアウェイ時間差分析法（DDA : Differential Die-away Analysis）[3]、中性子共鳴透過分析法（NRTA：Neutron Resonance Transmission Analysis）[4-6]、即

発ガンマ線分析法（PGA：Prompt Gamma-ray Analysis)、遅発ガンマ線分析法（DGA：Delayed Gamma-ray Analysis）[7]の 4 種類の基礎技術開発を進めている。これらの測定技術の開発を同時に進め、最終的には、各々の分析で得られる情報を総合し、相補的な分析を行う技術を確立することを目的としている。

各技術のうち、DDA は核分裂性物質を定量する技術である。測定では、試料の測定領域を壁で囲い、そこにパルス状に中性子を照射すると、核分裂性核物質の量により中性子の減衰様式が変化することを利用する。NRTA は、パルス状に発生した中性子を飛行管に通し、試料を透過させ、検出器に到達した中性子を飛行時間（TOF）法により測定する。TOF 測定で得られる中性子エネルギーに対する透過率パターンから試料中の核種ごとに面密度を決定する。PGA は、中性子を試料に照射し、中性子捕獲反応に伴うガンマ線を測定し、試料中に含まれる核種（元素）を同定する技術で、不審物中の爆発物や、毒物、遮蔽物などの検知に有用である。

3 遅発ガンマ線分析技術開発

アクティブ中性子 NDA 技術のうち DGA は、中性子照射により核分裂を起こし、生成した核分裂生成物から放出されるガンマ線を分光分析する技術である。核分裂生成物の構成は、各核分裂性核種で異なるため、得られるガンマ線スペクトルのパターンより、核分裂性物質の構成比を求めることができる。

DGA 技術開発は、EC-JRC との共同研究のもと、EC-JRC ISPRA の PUNITA（Pulsed Neutron Interrogation Test Assembly）と呼ばれる装置を利用して進めてきた。PUNITA は、DT 中性子源を有し、50×50×80 ㎝の内部に均質な熱中性子場を作り出すことのできる 1 辺約 2 m のカーボンとポリエチレンで構成される箱状の装置である。原子力機構は、EC-JRC の協力のもと、PUNITA 内部で熱化した中性子束を効率よく試料に照射するための中性子減速材を追加で設置した。EC-JRC は、PUNITA を改造し、核物質試料を移動するための直線シャトルシステムを導入した。核物質は、PUNITA 内部で中性子照射され、その後、PUNITA の外の遮蔽体中に設置した Ge 検出器前まで輸送される。実験では、照射と測定を繰り返し行った。使用済み燃料など高線量試料の測定においては、寿命の長い核分裂生成物からのガンマ線がバックグラウンドとなることが想定される。そこで、当技術開発では、そのバックグラウンドの干渉がより少ない比較的半減期の短い核分裂生成物から放出される高エネルギーガンマ線に注目した測定を進めた。密閉された標準核物質試料を用い、U-235 と Pu-239 の比率を変えて試験を行い、それに伴いガンマ線のピーク強度が変化にする様子が観測できた。

今後、上記基礎技術開発を進めるとともに、放射能を含有する試料測定に適用するための技術開発を進める予定である。また、DD 中性子源を導入すると、より小型な DGA 装置の開発が可能と考えられるため、シミュレーション研究など、その基礎開発研究を進めているところである。

４．まとめ

原子力機構では、保障措置・セキュリティ技術開発において、核検知技術、高線量核物質測定技術、また、不審物の性状確認技術を確立するため、アクティブ NDA 技術開発を進めている。NRF 非破壊検知技術の開発では、核検知技術の実証試験に向けて準備を進めているところである。アクティブ中性子 NDA 技術開発では、低線量核物質を使った基礎的な技術確認を終え、高線量核物質の測定のための技術開発に取りかかっているところである。DGA 技術開発では、実用化をめざして、より装置を小型化するための基礎開発研究を進めている。NRTA における測定では、中性子パルスを短パルス化するとより高精度とすることが期待できる[5]。そこで、短パルス中性子源の 1 つの候補として、レーザー駆動中性子源の基礎技術開発を開始したところである。

謝辞

本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業」の一部で、原子力機構の基礎工学研究センターおよび核不拡散・核セキュリティ総合支援センターと、EC-JRC、京大、阪大、兵庫県立大学、量子科学技術研究開発機構との共同研究のもとで進められている。

参考文献

[1] R. Hajima, T. Hayakawa, T. Shizuma, C.T. Angell, R. Nagai, N. Nishimori, M. Sawamura, S. Matsuba, A. Kosuge, M. Mori and M. Seya, Eur. Phys. J. Special Topics, 223, 1229–1236 (2014).

[2] “Development of Active Neutron NDA Techniques for Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security”, Y. Toh, A. Ohzu, H. Tsuchiya, K. Furutaka, F. Kitatani, M. Komeda, M. Maeda, M. Kureta, M. Koizumi, M. Seya, J. Heyse, C. Paradela, W. Mondelaers, P. Schillebeeckx, T. Bogucarska, J.-M. Crochemore, G. Varasano, K. Abbas, and B. Pederson, the Proceedings of ESARDA 39th Annual Meeting (2017) 684.
[3] “Design study on differential die-away technique in an integrated active neutron NDA system for non-nuclear proliferation”, A. Ohzu, M. Maeda, M. Komeda, H. Tobita, M. Kureta, M. Koizumi, and M. Seya, the proceedings of Nuclear Science Symposium in IEEE conference 2016.
[4] C. Paradela, J. Heyse, S. Kopecky, P. Schillebeeckx, H. Harada, F. Kitatani, M. Koizumi, and H. Tsuchiya, EPJ Web of Conferences 146, 09002 (2017).
[5] H. Tsuchiya, F. Kitatani, M. Maeda, Y. Toh, and M. Kureta, Plasma and Fusion Research 13 (2018) 2406004.
[6] F. Kitatani, H. Tsuchiya, M. Koizumi, J. Takamine, J. Hori, and T. Sano, EPJ Web of Conferences 146 (2017) 09032.
[7] M. Koizumi, F. Rossi, D. C. Rodriguez, J. Takamine, M. Seya, T. Bogucarska, J.-M. Crochemore, G. Varasano, K. Abbas, B. Pederson, M. Kureta, J. Heyse, C. Paradela, W. Mondelaers, and P. Schillebeeckx, EPJ Web of Conferences 146, 09018 (2017).

---

*Mitsuo Koizumi[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

核不拡散・保障措置・核セキュリティに関する研究開発の動向と今後

Present Status of R&D Activities for Nuclear Non-proliferation, Safeguards and Security

(2) 原子力施設のサイバーセキュリティターゲット同定手法の開発

(2) Development of Cyber Security Target Identification Method for Nuclear Facilities

*出町 和之[1]

[1]東京大学

原子力施設のサイバーセキュリティに資するため，放射性物質の過大放出(HRC)を発生させるシーケンスを対象にIAEA の Technical Guidance の No.16 を用いてターゲットセット(TS)を求め，サイバー攻撃の対象となる各システムの制御内容とサイバー攻撃の手段で分類することで，対象となるコンピュータを抽出した。

キーワード：サイバーセキュリティ，核セキュリティ，ターゲットセット

1. 緒言

原子力発電所の核セキュリティ事象は，悪意を持つ人間・集団による妨害破壊行為が起因となるため，その発生確率を求めて PRA に似たリスク評価を行うことは困難である。そのため，同時に機能喪失することで安全機能が失われて重大事故に至るような重要機器・設備の組み合わせ（TS:ターゲットセット）を導出し，これらを防護するための対策を講じることが必要となる。IAEA の Technical Guide（TG）である IAEA Nuclear Security Series No.16, "Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities"では，TS への攻撃を防ぐために必ず防護せねばならない区域（PS：Protect Set）を導出するための VAI(Vital Area Identification)が解説されている。ただし，通常の VAI 手法では悪意を持つ人間・集団がその区域に物理的に侵入する場合を想定した枢要区域を導出できるが，サイバーセキュリティに対してはコンピュータネットワーク空間上の枢要区域の導出が求められる。そこで本研究では，VAI 手法をコンピュータネットワーク空間に適用し，サイバーセキュリティ上の TS を導出することを目的とした[1]。

2. 手法

VAI 手法をコンピュータネットワーク空間に適用するにあたり，サイバー攻撃の対象範囲を以下とした。

- 逆走防止効果のあるダイオード設置が考えられるため，外部からのサイバー攻撃は想定しない。
- 内部脅威者が中央制御室の端末や各所のローカルネットワークボードから攻撃を行うことを想定する。

また，サイバー攻撃により重大事故に至る機能喪失を発生させ得る手段として，次の３つを想定した。

- 安全系設備の起動信号に対する妨害
- 安全系設備の制御プログラムの改竄
- 安全対策の人為的ミスの誘発を目的とした，中央制御室モニター誤表示のためのプログラム改竄

これらの対象範囲，サイバー攻撃手段を対象に，新規制基準に示されている放射性物質の過大放出(HRC)を発生させるシーケンスを用い，BWR と PWR について TS を求めた。

3. 結論

サイバー攻撃の対象となる各システムの制御内容を各システムの運転制御を考慮して整理し，それをサイバー攻撃の手段で分類した。これにより攻撃対象となるコンピュータを抽出する手法を示すことができた。

参考文献

[1] 出町和之，「枢要区域特定手法による原子力施設のサイバーセキュリティに関する核セキュリティ研究」平成 29 年度 JAEA 委託研究報告書

---

*Kazuyuki Demachi[1], [1]The University of Tokyo

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

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 4:15 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 7:15 AM UTC | Room F A36 -A Building

[2F10-15] Nuclide Migration

Chair:Hitoshi Owada(RWMC)

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

[2F10] Transport and Deposition Behavior of PEG-Modified Gold Nanoparticles in Natural Barriers

*Carlos Ordonez[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2] (1. Graduate School of Engineering Hokkaido University, 2. Faculty of Engineering Hokkaido University)

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

[2F11] Study on the diffusion behavior of radionuclides in Boom Clay

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

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

[2F12] Plutonium solubility in the presence of carbonate at high ionic strength

*Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto University, Graduate School of Engineering)

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

[2F13] Measurement and thermodynamic interpretation of zeta potential of Zr hydroxide colloid

*Tomokazu Fushimi[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1. Kyoto University, Graduate School of Engineering)

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

[2F14] Viscosity of Interlayer Water in Montmorillonite from Molecular Dynamics Method

*Kenji Yotsuji[1], Yukio Tachi[1], Katsuyuki Kawamura[2] (1. JAEA, 2. Tokyo Tech)

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

[2F15] Effect of Carbonate on diffusion of Strontium in Bentonite

*Ryota Yamada[1], Kazuya Idemitsu[2], Masayuki Hirakawa[1], Yuki Kakoi[1], Hajime Arimitsu[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2] (1. Kyushu University Graduate of Engineering Department of applide Quantum phisics and Nuclear Engineering, 2. Kyushu University Department of Engineering)

Transport and Deposition Behavior of PEG-Modified Gold Nanoparticles in Natural Barriers

*Carlos Ordonez[1], Shingo Tanaka[2], Naoko Watanabe[2] and Tamotsu Kozaki[2]
[1]Graduate School of Engineering, Hokkaido Univ., [2]Faculty of Engineering Hokkaido Univ.

Identifying the role and potential influence of colloids in radionuclide transport is important for the performance assessment of high-level waste (HLW) repositories. Thus, to understand the mechanisms governing colloidal transport, deposition experiments with gold nanoparticles (AuNPs) modified with poly (ethylene glycol) (PEG) in porous media were carried out. The deposition behavior was monitored by electron microscopy and our findings confirmed that the transport and deposition behavior is influenced by the PEG-layer stabilizing effects.
Keywords: radioactive waste disposal, natural barriers, gold nanoparticles, transport, aggregation

1. Introduction

Mobile colloidal particles in subsurface environments may act as carriers of sorbing radionuclides and thereby facilitate the transport of radionuclides. Thus, for the development of reliable transport models necessary for the safety assessment of HLW deep geological repositories, understanding colloidal transport mechanisms is crucial. In our previous reports [1, 2], we have used PEG-coated AuNPs with different sizes in column and batch experiments as a representative colloid to understand their transport and deposition behavior as well as the mechanisms involved. Through optical spectral properties studies, we proposed that the interactions between the AuNPs and the silica sand grains caused the observed AuNPs retention and aggregation. In this work, electron microscopy was used to observe the distribution of AuNPs attached onto silica sand surfaces to understand the interactions occurring between them and their influence in their deposition behavior.

2. Materials and Methods

Negatively charged AuNPs (NanoComposix, USA) with three different Au-core diameters (10, 50 and 100 nm) and coated with thiol PEG polymeric units ($M_W \sim 5$ kDa) were used in batch deposition experiments in silica sand grains. Samples were prepared by mixing 0.1 g of silica sand with 10 mL of AuNPs aqueous dispersions (12.75, 13.5 and 13 mg/mL for 10, 50 and 100 nm respectively) in centrifuge tubes for 1 hr at room temperature. The supernatant solutions were removed, the sand grains were vacuum dried and prepared for scanning electron microscopy (SEM) analysis. Randomly selected sand grains were attached to brass stubs using carbon tape and sputter-coating them with a carbon layer. Finally, the sand grains surfaces were thoroughly examined to observe the morphology of the silica sand grains and the deposition behavior of the AuNPs.

3. Result and Discussion

Obtained SEM images for the deposition of AuNPs as well as their distribution onto silica sand grains are shown (**Fig. 1**). We were able to find a very small amount of dispersed 10 nm AuNPs (**Fig. 1a**) on a singular location of single sand grain. However, larger amounts of attached AuNPs with sizes of 50 and 100 nm were easily observed (**Fig. 1b, c**) in particular locations of several sand grains. These observations are in good agreement with our previous reports [1, 2] where the AuNPs retention in batch and column experiments was negligible for 10 nm and larger for 50 and 100 nm. Furthermore, 10 nm AuNPs were found to be dispersed and sparsely scattered on a smooth depression region of one particular grain, and aggregation was not detected. On the other hand, 50 and 100 nm AuNPs were detected as individual particles as well as aggregates or clusters (**arrows in Fig. 1b, c**). The aggregation behavior described by the SEM image analysis agrees well with our previous study [1, 2], where temporal evolution analysis of the UV-vis spectra suggested that aggregation within the column porespace occurred. The current study provides evidence and supports the previously proposed transport and deposition mechanism [1, 2], where AuNPs functionalized with short PEG chain lengths (lower stabilization) attach to the positive surface charge heterogeneities (potentially due to accessory minerals) existing on the negative surfaces of the silica sand (cracks and fractures) due to their proximity to the silica sand surfaces. As AuNPs deposits onto the silica sand surface, incoming AuNPs are more likely to interact with deposited AuNPs rather than with the silica sand surface (process known as ripening) due to a charge reversal process, acting as additional collectors. As this ripening process progresses, aggregates are formed in the porespace until eventually detach and elute out of the column or may be retained by straining or physical blocking.

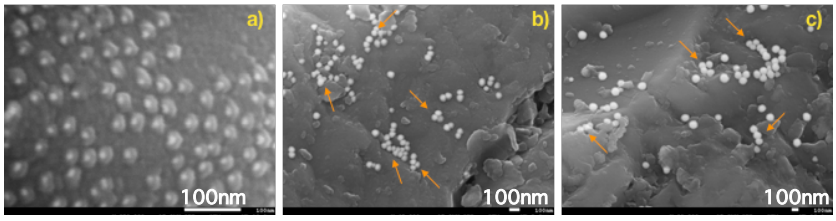


Figure 1. High magnification SEM images of silica sand surfaces showing the deposition behavior of 10 nm (a), 50 nm (b) and 100 nm (c) AuNPs.

References

[**1**] Ordonez, C., Tanaka, S., Watanabe, N. and Kozaki, T.; **2018**, AESJ Spring Meeting, Osaka, Japan.
[**2**] Ordonez, C., Tanaka, S., Watanabe, N. and Kozaki, T.; **2017**, AESJ Fall Meeting, Sapporo, Japan.

ブームクレイ中における放射性核種の拡散挙動に関する研究

Study on the diffusion behavior of radionuclides in Boom Clay

*水上 裕野[1]，渡辺 直子[2]，小崎 完[2]，田中 真悟[2]，赤木 洋介[3]

[1]北海道大学大学院工学院，[2]北海道大学大学院工学研究院，[3]三菱マテリアル株式会社

ベルギー産の粘土(ブームクレイ)に対し放射性核種をトレーサーに用いた非定常拡散試験を行い、得られた見かけの拡散係数と拡散の活性化エネルギーから同粘土試料中におけるイオンの拡散メカニズムを考察した。

キーワード：放射性廃棄物処分、ブームクレイ、拡散、ナトリウムイオン、塩化物イオン

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全評価においては、人工及び天然バリア材における放射性核種の移行挙動を把握する必要がある。本研究では、ベルギー産粘土試料(ブームクレイ)に対しナトリウムイオン(Na^+)及び塩化物イオン(Cl^-)の非定常拡散試験を行い、得られた見かけの拡散係数(D_a)とその温度依存性から求めた活性化エネルギー(E_a)からイオンの拡散機構を検討した。

2. 実験

^{22}Na あるいは ^{36}Cl をトレーサーとして非定常拡散試験を行った。ブームクレイは、拡散方向が堆積面に対して垂直になるようボーリングコアから切り出して成型し、模擬地下水で 14 日以上膨潤させた。膨潤後、試料に微量の $^{22}NaCl$ 溶液あるいは $Na^{36}Cl$ 溶液を塗布し、拡散温度 288K～333K にて所定の時間、拡散させた。拡散試験後、試料を塗布面から 0.5mm 間隔でスライスし、スライス片の放射能測定により得られた濃度プロファイルから D_a を決定した。さらにその温度依存性から E_a を決定した。

3. 結果・考察

ブームクレイ中の Na^+及び Cl^-イオンの D_a の温度依存性を図 1 に示す。Na^+の E_a は 16.8±1.4kJ/mol となり、自由水中の拡散の E_a である 18.4kJ/mol とほぼ一致した。これはブームクレイ中の Na^+は自由水が存在する比較的大きな空隙中を主要な経路として拡散していることを示唆する。一方、本研究で得られた Cl^-の E_a は自由水中の拡散の E_a である 17.9kJ/mol に比べて低い値であった。モンモリロナイト単独の粘土試料では乾燥密度 1.0Mg/m^3 付近で自由水中より低い E_a が報告されているものの、ブームクレイのモンモリロナイト部分密度である 0.68Mg/m^3 付近では、E_a は自由水中の値とほぼ等しいと報告されている[1]。一般に、細孔拡散モデルでは密度の低下は空隙の増加を伴い、これにより E_a は自由水中の値に近づくと予想されるが、本研究で得られた Cl^-の E_a は自由水中の値よりも低く、その傾向は認められなかった。これは Na^+とは異なり、Cl^-イオンの拡散の支配的な経路となる因子がモンモリロナイトではない可能性を示唆している。

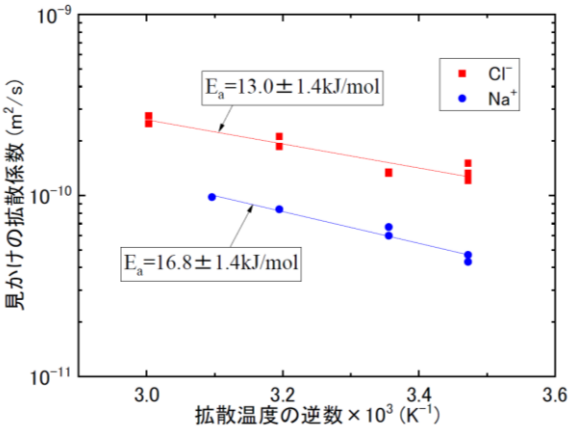


図1. 見かけの拡散係数の温度依存性

参考文献

[1] Kozaki et al., J.Contamin.Hydrol, 47,159-170 (2001).

*Yuya Mizukami[1], Naoko Watanabe[2], Tamotsu Kozaki[2], Shingo Tanaka[2], Yosuke Akagi[3]

[1]Graduate School of Engineering Hokkaido University, [2]Faculty of Engineering Hokkaido University, [3]Mitsubishi Materials Corporation

高イオン強度下でのプルトニウム溶解度に及ぼす炭酸影響

Plutonium solubility in the presence of carbonate at high ionic strength

*小林 大志[1]，佐々木 隆之[1]
[1]京都大学大学院工学研究科

硝酸塩環境におけるプルトニウム溶解度に及ぼす炭酸影響を調べるため、pH、炭酸濃度およびイオン強度が異なる溶液中でのプルトニウム水酸化物の溶解度を測定した。支配的な溶存化学種を推定するとともに、活量補正モデルを用いて溶解度の定量的な解釈を行った。

キーワード：プルトニウム，水酸化物，炭酸，溶解度，イオン強度補正

1. 緒言　放射性廃棄物処分環境におけるプルトニウム(Pu(IV))は、地下水中に存在する炭酸イオンと安定な錯体を形成することで、炭酸イオンを含まない場合と比較して、高い溶解度を示すと考えられる[1,2]。一方、TRU 廃棄物の一部には多量の硝酸塩が含まれており、処分場近傍において高濃度の硝酸塩環境が形成される可能性があるが、幅広いイオン強度下における Pu と炭酸イオンの錯生成挙動に関する既往知見は少ない。そこで、本研究では、0.1～5.0 M 硝酸ナトリウム水溶液中における Pu 溶解度の pH、炭酸イオン濃度およびイオン強度依存性を調べた。支配的な Pu 炭酸錯体を推定するとともに Pu 炭酸錯体の錯生成定数のイオン強度依存性に活量補正モデルを適用し、Pu 溶解度に及ぼす炭酸影響を熱力学定数に基づき解釈した。さらに、想定される処分環境における Pu の支配的化学状態について考察した。

2. 実験　Pu（^{239}Pu>99%）の母溶液（[Pu]=3.8 mM）に塩酸ヒドロキシルアミン（$HONH_2 \cdot HCl$）および亜硝酸ナトリウム（$NaNO_2$）を添加し、4 価 Pu 母溶液とした後、NaOH 溶液を加え、水酸化物沈殿（$Pu(OH)_4(am)$）の懸濁母溶液を得た。懸濁母溶液を PP 製試験管チューブに分取し、pH_c（pH_c =8～11）、炭酸イオン濃度（$[CO_3]_{tot}$ =10～300 mM）および $NaNO_3$ によりイオン強度（I = 0.1～5.0）を調整した試料溶液を添加した。$Pu(OH)_4(am)$固相の量は、全溶解した場合の濃度が 1×10^{-4} M となるようにした。グローブボックス内にて所定の期間、静置した後、試料溶液の pH_c および Eh を測定、上澄み液を限外ろ過（10kDa フィルタ、孔径約 3nm）した。ろ液 30μl を試料皿で蒸発乾固させた後、α線スペクトロメトリにより Pu 濃度を定量した。Pu 濃度の検出限界はおよそ 1×10^{-8} M であった。

3. 結果・考察　図 1 に pH_c 8.1～9.7 における Pu 溶解度の炭酸イオン濃度依存性を示す。各イオン強度における Pu 溶解度は炭酸イオン濃度の増加とともにおよそ傾き 3 で増加する傾向を示した。また、イオン強度が高いほど Pu 溶解度は高い値を示した。支配的溶存種として $Pu(OH)_2(CO_3)_3^{4-}$、溶解度制限固相として $Pu(OH)_4(am)$ を仮定し、各イオン強度における錯生成定数を求めるとともに、SIT および Pitzer Model による活量補正を行った。さらに得られた錯生成定数や活量補正パラメータを用いて、想定される処分環境における Pu の支配的溶存種を推定した。

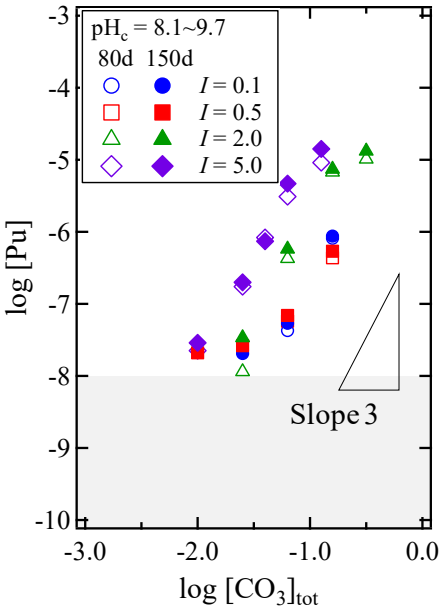


図 1 Pu 溶解度の炭酸イオン濃度依存性（pH_c 8.1～9.7）

参考文献　[1] Yamaguchi, T. et al., Radiochim. Acta 66/67, 9 (1994). [2] Rai, D. et al., Radiochim. Acta, 86, 89 (1999).

*Taishi Kobayashi[1]and Takayuki Sasaki[1]
[1]Kyoto Univ., Graduate School of Engineering

Zr 水酸化物コロイドのゼータ電位の測定と熱力学的解釈

Measurement and thermodynamic interpretation of zeta potential of Zr hydroxide colloid

*伏見 朋和[1]，小林 大志[1]，佐々木 隆之[1]
[1]京都大学大学院工学研究科

Zr 水酸化物コロイドおよび Zr 酸化物のゼータ電位を pH、イオン強度および電解質の溶液条件を変えて測定し、コロイドおよび酸化物表面でのプロトン解離反応をもとに、ゼータ電位の熱力学的解釈を行った。

キーワード：ジルコニウム，水酸化物コロイド，酸化物，ゼータ電位，プロトン解離反応

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物の地層処分環境下では、いくつかのアクチノイド核種は 4 価イオンとして振る舞い、加水分解反応により地下水中で真性コロイド(水酸化物コロイド)を形成する。コロイドは、凝集・分散によって様々な粒径をとり、その粒径が核種の移行挙動に影響する可能性がある。そのため、凝集・分散挙動の基礎的理解には、コロイド表面の状態評価が重要である。本研究では、コロイドの表面状態を表す一つの指標として、コロイドのすべり面での電位であるゼータ電位に着目した。4 価アクチノイドのアナログとしてジルコニウム(Zr)を用い、Zr 水酸化物コロイド $Zr(OH)_4$(coll)および Zr 酸化物 ZrO_2(cr)のゼータ電位を pH やイオン強度(I)、電解質の溶液条件を変えて測定し、それぞれの依存性を調べた。解析では、まず、ZrO_2(cr)表面におけるプロトン解離反応および拡散電気二重層を考え、ZrO_2(cr)のゼータ電位の再現を試みた。次に、$Zr(OH)_4$(coll)のゼータ電位に対して、加水分解によるコロイドの平均電荷[1]、コロイド表面におけるプロトン解離反応および拡散電気二重層を考慮したモデルによる実験値の解釈を行った。

2. 実験　ZrO_2(cr)を含む試料溶液は、pH を 2.0～12.0、NaCl または $CaCl_2$ を用いて I=0.01、0.1 および 0.5 に調整し、ZrO_2(cr)懸濁液を加えることで得た。$Zr(OH)_4$(coll)を含む試料溶液は、過飽和法により pH を 3.0～12.0、NaCl を用いて I=0.01、0.1 および 0.5 と調整することで得た。それぞれの試料溶液を所定の時間、静置した後、上澄み液 1ml を分取し、ゼータサイザーナノ ZS（Malvern）を用いて、電気泳動度から Smoluchowski の式によりゼータ電位を求めた。

3. 結果と考察　実験結果の一例として、図 1 に I=0.01 の ZrO_2(cr)試料のゼータ電位の測定結果を示す。いずれの電解質溶液でも、ゼータ電位の値は、pH の増加に伴い減少したが、NaCl 試料のアルカリ性 pH でのゼータ電位は、$CaCl_2$ のそれに比べて、80mV 程度低い値が得られた。また、NaCl 試料のアルカリ性 pH におけるゼータ電位の絶対値は、酸性 pH でのそれに比べて約 50mV 大きくなった。さらに、I=0.1 および 0.5 においても同様の傾向がみられた。 ZrO_2(cr)表面のプロトン解離反応をK_{a1}，K_{a2}を平衡定数として以下の式で表す。

$$\equiv Zr-O^- + H^+ \rightleftharpoons \equiv Zr-OH \quad K_{a1} = \frac{[\equiv Zr-OH]}{[\equiv Zr-O^-][H^+]}$$

$$\equiv Zr-OH + H^+ \rightleftharpoons \equiv Zr-OH_2^+ \quad K_{a2} = \frac{[\equiv Zr-OH_2^+]}{[\equiv Zr-OH][H^+]}$$

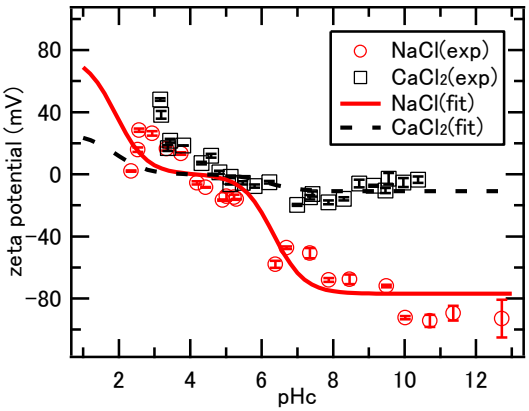


図 1　ZrO_2(cr)のゼータ電位の実験値(exp)および計算値(fit) (I=0.01)

上記のプロトン解離反応に加えて、$CaCl_2$ 試料では、Ca^{2+}の収着反応を加味した表面の平均電荷を求めた。さらに、拡散電気二重層の効果を考慮し、実験値を解析、K_{a1}やK_{a2}などの値をモデルパラメータとして求めた。得られた結果を図 1 に示す。発表では、$Zr(OH)_4$(coll)のゼータ電位について考察した結果も併せて示す。

参考文献

[1]小林ら、日本原子力学会　2016 年春の年会　1E15(2016).

*Tomokazu Fushimi[1], Taishi Kobayashi[1] and Takayuki Sasaki[1]
[1]Dept of Nucler Engineering, Kyoto Univ.

分子動力学法によるモンモリロナイト層間水の粘性係数評価

Viscosity of Interlayer Water in Montmorillonite from Molecular Dynamics Method

*四辻 健治[1]，舘 幸男[1]，河村 雄行[2]

[1]原子力機構，[2]東京工業大学

放射性核種の移行経路の一つと考えられるモンモリロナイトの層間間隙を対象に，分子動力学法を用いて，対イオンと水分子の拡散挙動に対する層電荷及び対イオン種の影響を評価するとともに，水分子の拡散係数から層間領域における粘性係数を評価した。

キーワード：地層処分，性能評価，分子動力学法，モンモリロナイト層間，拡散係数，粘性係数，電粘性

1. 緒言

原子力機構では，地層処分において性能評価上重要な核種移行現象に対する理解を深めるとともに，現象論的収着・拡散モデルの開発とその高度化，さらには実験や分析による直接観察が困難なプロセスの理解やデータの補完等に資するため，分子動力学法（molecular dynamics ; MD）などの分子シミュレーションを用いた評価手法の開発を進めている。地層処分システムのバリア材として用いられる圧縮ベントナイトは，Na 型モンモリロナイトを主成分に持ち，高い膨潤特性を有する。モンモリロナイトが持つ負の層電荷によって電気二重層の形成領域となる層間間隙は，陽イオンの主要な拡散経路の一つであるとともに，間隙水と層間表面（ベーサル面）との相互作用が膨潤挙動に強く影響することから，層間水の物性を詳細に理解することは極めて重要である。これまでの研究では，モンモリロナイト層間を対象に，含水量に対する層間幅を定量的に評価し，また膨潤挙動のメカニズムを分子レベルで理解するため，モンモリロナイトの層電荷と対イオンの種類を系統的に変化させて古典 MD 計算を実施した[1]。本報告では，安定な水和状態における対イオン及び水分子の拡散係数を MD 計算により評価した。また，層間における拡散係数の評価値から層間水の粘性係数を推定し，その層電荷による影響を評価するとともに，拡散モデルにおける電粘性パラメータの MD 計算を用いた評価手法について検討した。

2. 解析手法

古典 MD の計算コードは MXDORTO/MXDTRICL システム[2]を，また相互作用ポテンシャルは全自由度分子モデル[2]を採用した。この相互作用モデルは，分子内・分子間を含む全ての原子に対する原子間相互作用を考慮し，水の密度や比誘電率など幅広い水の物性値に対して，実測データとおおむね整合的な値が得られている[2]。各含水率における平衡計算は，T = 298.15 K, P = 0.1 MPa のNTPアンサンブル（等温・等圧の統計集団）で計算した。平衡後の粒子の拡散係数は，平均二乗変位のアンサンブル平均から計算した。また MD 計算で得られた拡散係数から，Stokes-Einstein の式により層間領域の粘性係数を算出した。

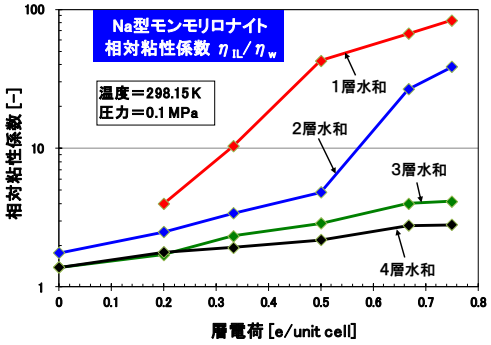


図1 Na型モンモリロナイト層間水の相対粘性係数：1層～4層水和状態に対する層電荷依存性

3. 解析結果

はじめに，1 層～4 層水和状態における層間内での対イオンと水分子の拡散係数を計算した。対イオンの種類と層電荷を変化させてその影響を評価した結果，層間幅が狭いほど，また層電荷が高いほど対イオン及び水分子の拡散係数は小さくなることなどが示された。次に，安定な水和状態での粘性係数を評価した。図 1 は，Na 型モンモリロナイトで水和状態ごとの層電荷に対する相対粘性係数（層間水の粘性係数η_{IL}をバルク溶液の粘性係数η_wで規格化した値）の変化を示したものである。層間水の粘性係数は，閉じ込められた領域での構造的な影響とともに，層電荷にともなう電粘性の影響が存在することが MD シミュレーションにより示された。図 2 は，層間幅を横軸にとって相対粘性係数の変化を示した。層電荷 0.5 の場合の MD 計算の結果を赤色実線で示し，実測データ（黒丸）[3]と比較した。また青色実線は，従来から拡散モデルで採用してきた電粘性効果を考慮したモデルの計算値である。本研究での MD シミュレーションの結果は，電粘性を考慮した拡散モデルの妥当性を裏付けるものであると言える。

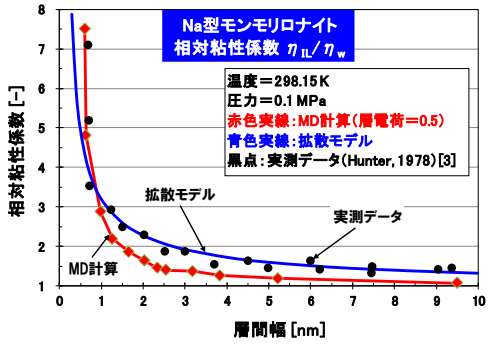


図2 層電荷0.5のNa型モンモリロナイト層間の相対粘性係数と実測データとの比較。拡散モデルは，実測データに合うよう電粘性係数を調整した場合の評価値

※本報告は，経済産業省委託事業「平成 29 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（処分システム評価確証技術開発）」の成果の一部である。

参考文献

[1] 四辻健治(2016): 分子動力学法によるモンモリロナイト層間の膨潤特性評価，日本原子力学会, 2016 年秋の大会.
[2] 河村雄行(2004): ベントナイト中の物質移行モデルの高度化研究(Ⅲ), JNC TJ8400 2004-028.
[3] Hunter, R. J. and Leyendekkers, J. V. (1978): J. Chem. Soc., Faraday Trans. 1, 74, pp.450-455.

*Kenji Yotsuji[1], Yukio Tachi[1] and Katsuyuki Kawamura[2] [1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo Tech

ベントナイト中のストロンチウムの拡散への炭酸の影響

Influence of carbonate to the diffusion of Strontium in compacted bentonite

*山田 良太[1], 栫 優樹[1], 有光 玄[1], 平川 真之[1], 出光 一哉[1], 稲垣八穂広[1], 有馬 立身[1]
[1]九州大学

ベントナイト（クニピア F）中のストロンチウムの拡散挙動を炭酸濃度及びベントナイト乾燥密度をパラメータとして評価した。ストロンチウムの拡散係数はこれらのパラメータにより変化し、中でも炭酸濃度による変化は、ストロンチウムの化学形が主な原因であると考えた。

キーワード：ベントナイト，ストロンチウム，拡散試験

1. 緒言 放射性廃棄物の地層処分では、人工バリアの緩衝材としてベントナイトが用いられる。地下水シナリオに従うと、ガラス固化体から地下水に溶出したストロンチウムは炭酸の影響により化学形が変化することから、ベントナイト中の移行挙動は、単純に純水で膨潤した場合のものは異なる可能性がある。そこで本研究では、炭酸濃度及びベントナイト乾燥密度をパラメータとしてストロンチウムの拡散試験を実施した。

2. 実験 圧密ベントナイト（乾燥密度:1.2, 1.4, 1.6 Mg/m^3）を種々の濃度の $NaHCO_3$ 溶液（0.1~1.0 M）で十分に飽和膨潤させ、それぞれのベントナイトの片面にストロンチウムトレーサー（1000ppm、5 μL）を塗布し、拡散試験（拡散期間: 1~2 週間）を行った。試験後、濃度プロファイルからみかけの拡散係数を導出した。

3. 結果 炭酸濃度をパラメータとし、みかけの拡散係数の乾燥密度依存性を図 1 に示す。乾燥密度上昇に伴いみかけの拡散係数は減少する傾向があり、炭酸濃度が高くなるほど減少傾向はやや強くなる。また、炭酸濃度の上昇に伴いみかけの拡散係数が減少する傾向がみられた。なお、炭酸濃度 1.0 M の試験ではトレーサ塗布面に白い析出物が観察され、有意な濃度分布は得られなかった。図 2 にストロンチウムの炭酸共存下におけるプルベー図(Geochemist's Workbench – Minteq データベース使用)を示す。本実験の条件（$NaHCO_3$ 濃度 0.1~1.0M、溶液中 pH8~9）と重炭酸イオンと炭酸イオンの化学平衡関係から、図の黒枠内が本実験条件の範囲であると考えられる。炭酸濃度増加により Sr^{2+} が炭酸錯体（$SrHCO_3^+$）になる。通常イオン強度の上昇に伴いベントナイト空隙率が上がることにより拡散係数は増加傾向になるが、ストロンチウムの場合は炭酸濃度上昇に伴いイオン半径が増加したため、みかけの拡散係数が減少したと考えられる。高炭酸濃度においては、炭酸ストロンチウム（$SrCO_3$）の析出が起こったと考えられる。

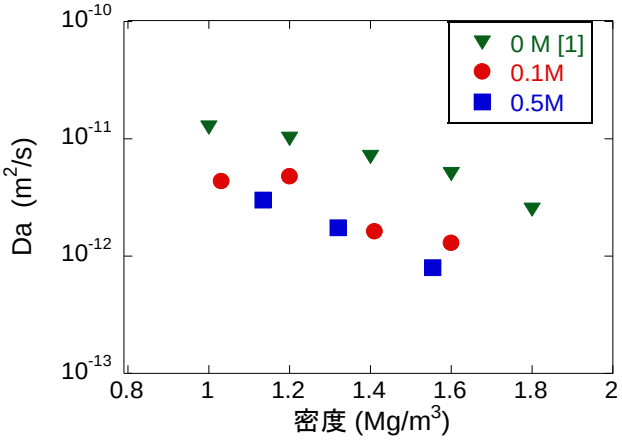


図 1 Sr のみかけの拡散係数の乾燥密度依存性

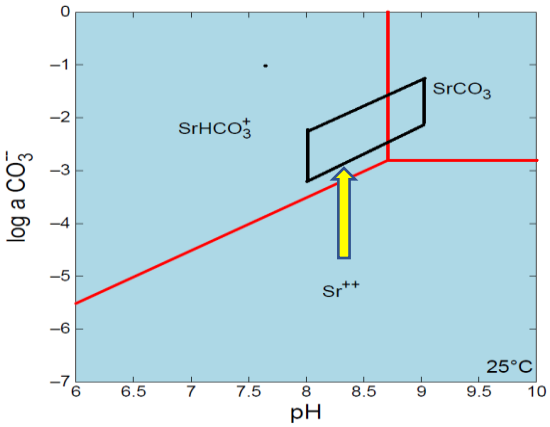


図 2 Sr 化学形の炭酸濃度依存性

参考文献 [1] T.Kozaki, H.Sato, A.Fujishima, N.saito, S.Sato, H.Ohashi, MRS Proc. Vol. 465, pp.896-898 (1997).

*Ryota Yamada, Yuki Kakoi, Hajime Arimitsu, Masayuki Hirakawa, Kazuya Idemitsu, Yaohiro Inagaki, Tatsumi Arima, Kyushu Univ.

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

Thu. Sep 6, 2018 4:15 PM - 5:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:15 AM - 8:30 AM UTC | Room F A36 -A Building

[2F16-20] Sorption

Chair:Taishi Kobayashi(Kyoto Univ.)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2F16] Effect of alkali ions on sorption of Cs, Sr ions on cement hydrate

*Shuichi Harasawa[1], Kazuko Haga[1], Sadayuki Watanabe[2], Kazuo Yamada[3] (1. Taiheiyo Consultant Co.Ltd., 2. Tokyo Metropolitan Industrial Research Institute, 3. National Institute For Enviromental Studies)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2F17] Distribution and leaching behavior of Cs and Sr in simulated concrete

*Satoshi Nakagawa[1], Shigeru Ueda[2], Xu Gao[2], Shinya Kitamura[2] (1. Graduate School of Engieering, Tohoku University, 2. Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku University)

4:45 PM - 5:00 PM JST | 7:45 AM - 8:00 AM UTC

[2F18] Application of Sorption Model to Uranium Sorption onto Montmorillonite in the Presence of Carbonate

*Yuki Sugiura[1], Yukio Tachi[1], Tadahiro Suyama[1], Takafumi Hamamoto[2] (1. JAEA, 2. NUMO)

5:00 PM - 5:15 PM JST | 8:00 AM - 8:15 AM UTC

[2F19] Evaluation of Sorption Behavior of Europium to Biotite, Phlogopite and Muscovite using the Flake Samples

*Masaya Ishijima[1], Taiji Chida[1], Yuichi Niibori[1] (1. Tohoku Univ.)

5:15 PM - 5:30 PM JST | 8:15 AM - 8:30 AM UTC

[2F20] Evaluation of the C-14 distributed coefficient for the PWR radioactive solid wastes

*Naokazu Sumitani[1], Shintaro Tsuji[1], Yoshitaka Mino[2], Tetsuro Sakakihara[3], Shouzou Komori[4], Yusuke Yamada[5] (1. The kansai Electric Power co.,INC, 2. Hokkaido Electric Power co.,INC, 3. Shikoku Electric Power co.,INC, 4. Kyushu Electric Power co.,INC, 5. The Japan Atomic Power Company)

セメント水和物への Cs、Sr イオンの収着に及ぼすアルカリイオンの影響

Effect of alkali ions on sorption of Cs,Sr ions on cement hydrate

*原澤 修一[1]，芳賀 和子[1]，渡邊 禎之[2]，山田 一夫[3]
[1](株)太平洋コンサルタント，[2](地独)東京都立産業技術研究センター，[3](国研)国立環境研究所

セメント水和物への Cs の収着は、水和物中のアルカリ成分（Na、K）と競合する。本研究では、予め水和物中のアルカリ成分を水洗除去した試料を作製し、さらに試料に溶脱や炭酸化処理を加えた試料を用い、アルカリ成分や Sr 共存下での Cs 収着試験を実施して、影響を検討した。試験の結果、Cs の収着は、Sr 共存の影響を受けなかったが、アルカリ成分の共存下では収着量が著しく低下した。

キーワード：セメント，収着，アルカリイオン，セシウム、ストロンチウム、分配比

1. 緒言　コンクリートの除染において、Cs の浸透挙動の評価が重要であり、浸透メカニズムを議論する上では、セメント系材料に多く含まれるアルカリイオンとの相互作用を考慮することが必要である。本報では、アルカリ成分を水洗除去したセメント水和物を基に、コンクリートの経年劣化を想定して溶脱や炭酸化により変質させた試料を用い、Cs の収着試験を行い、Sr やアルカリ成分の共存が Cs の収着へ及ぼす影響に関して検討した。

表 1　試料中のケイ酸カルシウム水和物（C-S-H）

試　料	C-S-H	
	推定含有量(wt%)	Ca/Siモル比
①洗浄	67.8	2.00
②洗浄+溶脱	76.2	0.83
③洗浄+炭酸化	44.3	0.64

2. 実験　試料は OPC 硬化体(W/C0.4、40℃28d 養生)の微粉末を、$Ca(OH)_2$ 溶液で 2 回洗浄(液固比 100)し、アルカリ成分を水洗除去して作製した（試料①）。さらに水洗除去後の試料に溶脱処理および炭酸化処理を行った試料も作製した（試料②、③）。これら試料をバッチ式浸漬試験(液固比 10、7d)に供して、液相組成を ICP-MS 及び原子吸光光度法で分析し、Cs の分配比を求めた。また浸漬前後の固相試料を固体核磁気共鳴分析(^{27}Al 及び ^{29}Si-NMR)に供した。

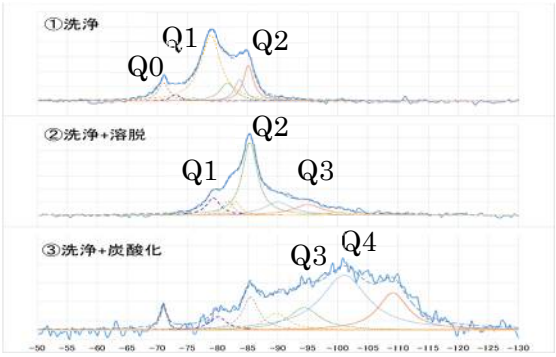


図 1　試料の ^{29}Si-NMR 測定結果

3. 結果　【作製試料】水洗により Na 及び K は 88%が溶出した。試料中のケイ酸カルシウム水和物 (C-S-H)の組成を表 1 に示す。C-S-H はセメント水和物の主要鉱物であり、セメント硬化体の特性に最も影響を及ぼす。Ca/Si モル比(C/S)は 2 程度であり、水洗による Ca の溶脱は見られなかった。また、②溶脱試料、③炭酸化試料の C-S-H の C/S は著しく低下しており、②溶脱試料では、図 1 に示すように ^{29}Si-NMR 測定で Q3 ピークが、③炭酸化試料では、Q3 及び Q4 が見られ、シリカゲルの生成が推察された。

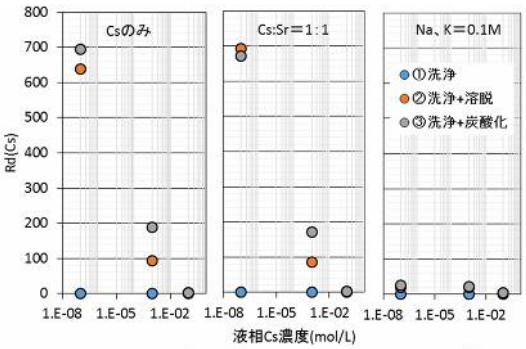


図 2　共存元素による分配比（Cs）の変化

【収着試験】CsCl 溶液(10^{-7}、10^{-3}、10^{-1}M)を基本とし、$SrCl_2$(10^{-7}、10^{-3}、10^{-1}M)や NaOH、KOH(10^{-1}M)を共存させた溶液に対する分配比(Cs)を図 2 に示す。洗浄試料①に対して②溶脱試料、③炭酸化試料の分配比は著しく高く、溶脱による C-S-H の C/S 比の低下や、炭酸化によるシリカゲル生成による影響と考えた。また、Sr の共存による分配比(Cs)への影響は少なく、Na、K の共存では、分配比が低下することを確認した。

Kazuko Haga [1],*Shuichi Harasawa[1], Sadayuki Watanabe[2], Kazuo Yamada[3]
[1]Taiheiyo Consultant Co., Ltd., [2]Tokyo Metropolitan Industrial Technology Research Institute, [3]National Institute for Environmental Studies

模擬コンクリート中における Cs, Sr の分配挙動および溶出挙動

Distribution and leaching behavior of Cs and Sr in simulated concrete

*中川　理[1]，植田　滋[2]，高　旭[2]，北村　信也[2]
[1]東北大学大学院 工学研究科，[2]東北大学 多元物質科学研究所

コンクリートの構成成分系 CaO, Al_2O_3, SiO_2 に Sr, Cs を添加して溶融凝固を行い、MCCI 生成物を模した試料を調製した。この試料中酸化物相間における核種の分配挙動および水溶液に浸漬した際の溶出挙動を測定し、FDNPP での MCCI 生成物中の FP 溶出挙動を検討した。

キーワード：コンクリート，MCCI，核分裂生成物，炉心溶融物，鉱物相

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故では、炉心溶融物が格納容器底部に流下し、コンクリート床面に堆積して高温反応し、核分裂生成物(FP)を含む MCCI 生成物を形成していると推測される。また、MCCI 生成物は冷却水中に浸漬しており、プルトニウムや FP が水中に溶出する可能性がある。今後の廃炉措置を円滑に進め、かつ冷却水の汚染リスクを低減するためには、性状があまり明らかになっていない MCCI 生成物中のプルトニウムや FP 核種の特性に関する知見が重要である。そこで本研究では、MCCI 生成物の主成分であるコンクリートに FP を添加して核種の鉱物相とその溶出挙動を評価した。

2. 実験

コンクリート構成成分である CaO, Al_2O_3, SiO_2 の混合物に $SrCO_3$, CsOH, および Pu の代替として CeO_2 を 1mol%程度添加してボールミルにて混合、Ar 雰囲気下 1500℃で溶融凝固を行い、模擬コンクリートを調製した。組織観察・分析には EPMA を用いた。また、この模擬コンクリートを純水に固液比 1g/L で浸漬し、120min の溶出試験を行った。溶出試験後の溶液の分析には ICP-AES および ICP-MS を用いた。

3. 結果・考察

Fig.1 に熱処理後の試料の反応相を示す。鉱物相として Melilite, Ca_2SiO_4, CeO_2 が観察された。観察された CeO_2 は Ca_2SiO_4 に内在する。未溶融 CeO_2 を核として Ca_2SiO_4 が生成した可能性がある。Cs は分配率が高く、Melilite 側に分配した。一方、Sr は分配率が低く、均一的に存在した。

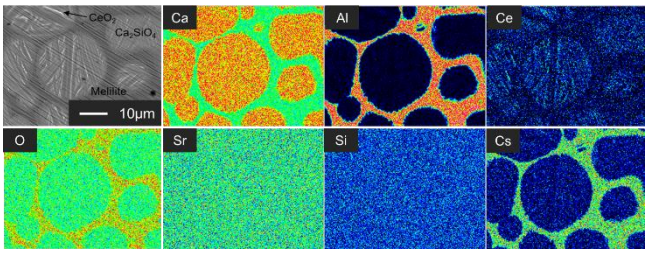


Fig. 1 Cross section and element mapping of quenched sample (1500℃, 2h).

溶出挙動において、Sr は若干溶出したが、Cs の溶出はほとんど見られなかった。これは、溶出しやすい Ca_2SiO_4 への分配率の違いによる。

4. 結論

1500℃下での溶融凝固により調整した模擬コンクリートでは、Melilite, Ca_2SiO_4, CeO_2 が観察された。Cs は Melilite 側に分配し、Sr は均一的に存在した。また、Ca_2SiO_4 の溶出により Sr は若干溶出したが、Melilite 側に分配した Cs はほとんど溶出しなかった。

*Satoshi Nakagawa[1], Shigeru Ueda[2], Xu Gao[2] and Shin-ya Kitamura[2]
[1]Graduate School of Eng., Tohoku Univ., [2]Institute of Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku Univ.

炭酸共存条件におけるウランのモンモリロナイトへの収着に対するモデル適用性

Application of Sorption Model to Uranium Sorption onto Montmorillonite in the Presence of Carbonate

*杉浦 佑樹[1], 舘 幸男[1], 陶山 忠宏[1], 浜本 貴史[2]
[1]原子力機構, [2]原環機構

JAEA-SDB からウラン(U(VI))のモンモリロナイトへの収着データを複数抽出し、モデルパラメータの導出を行った。得られたモデルパラメータは、炭酸濃度を変化させた試験結果を良好に再現しており、エッジサイトーU(VI)ー炭酸の三元錯体の存在及びモデルにより炭酸共存の影響を評価・予測できる可能性が示された。
キーワード：U(VI)，炭酸，モンモリロナイト，収着モデル，三元錯体，JAEA-SDB

1. 緒言　わが国には、炭酸濃度の比較的高い地下水環境が存在する。炭酸共存条件では、地下深部の還元環境下においても U の価数が VI 価となり、炭酸錯体が支配化学種となる可能性が報告されている[1]。炭酸錯体を形成すると、U の収着分配係数(K_d)は低下するため、その影響を定量的に評価する必要がある。原子力機構では、このような炭酸錯体の影響を含めて多様な環境条件での収着パラメータの変動を評価するため、緩衝材に含まれる粘土鉱物であるモンモリロナイトを対象とした収着モデル開発を、OECD/NEA の収着プロジェクトの成果等を活用しつつ進めてきた[2]。これらの背景から、原子力機構が整備を進めている収着データベース(JAEA-SDB)から既存の U(VI)のモンモリロナイトへの収着データを抽出し、モデルパラメータの導出と炭酸共存条件における収着モデルの適用性の評価を行った。

2. モデル化の方法　一般に、核種の粘土鉱物への収着は、粘土層間表面のベーサルサイトにおけるイオン交換反応と粘土層構造破断面のエッジサイトにおける表面錯体反応により記述される。収着モデルには、1 サイトのイオン交換反応と静電補正を無視した 2 サイトの表面錯体反応を組み合わせたモデルを採用した。モデル化は、これまで原子力機構が用いてきた手法[2]を用いた。JAEA-SDB から pH やイオン強度、炭酸濃度等の処分環境で考慮すべき環境条件をパラメータとして系統的に取得しているデータセットを複数抽出した。熱力学データベース(JAEA-TDB)を用いた溶存化学種計算から、表面化学種を推定したうえで、それぞれのデータセットに対してフィッティング解析を行い、考慮すべき表面化学種のモデルパラメータを導出した。炭酸錯体が収着に寄与する効果を確認するため、エッジサイトーU(VI)ー炭酸の三元錯体形成を考慮する場合としない場合の比較を行った。それぞれのデータセットから得られたモデルパラメータを平均化してモデルパラメータセットを設定し、このモデルパラメータセットを用いて、モデルパラメータ導出に用いていないデータセットに対して適用することで、収着モデルの適用性の評価を行った。なお、これらのモデル計算は全て汎用地球化学計算コード PHREEQC Version 3 を用いて行った。

3. 結果と考察　抽出したデータセットから、pH 7 程度までは炭酸の有無による影響は見られないが、これより高い pH 領域では炭酸の存在によって K_d が大きく低下する傾向が確認された。また、U(VI)の化学種計算結果から、炭酸存在条件では pH 7 より高い領域において炭酸錯体の化学種が支配的となり、K_d を低下させる要因であることが確認された。フィッティング解析において、炭酸存在条件で取得されたデータセットについては、エッジサイトーU(VI)ー炭酸の三元錯体形成を考慮しない場合では高 pH 領域の実測値を十分に説明できなかった。図 1 に、平均化したモデルパラメータによるデータセット[3]の再現計算の例を示す。三元錯体形成を考慮したモデルによって、炭酸濃度を変化させた試験結果を良好に再現することができ、U(VI)は炭酸錯体形成により K_d が低下するものの、一部は三元錯体として収着している可能性が示唆された。さらに、モデルパラメータ導出に用いていないデータセットの再現性を確認し、収着モデルにより炭酸共存の影響を評価・予測できる可能性が示された。今後、分光学的手法を用いた表面化学種の直接観察による裏付けを得ることでモデルの信頼性を高めていくとともに、他の炭酸錯体を形成する核種に対してもモデル化の方法の適用性を確認していく必要がある。

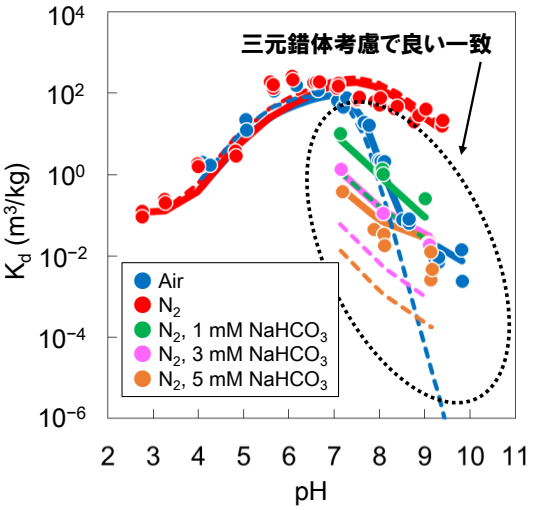


図 1. 平均化したモデルパラメータによるデータセット[3]の再現計算の例．実線は三元錯体形成を考慮したモデル，破線は形成を考慮しないモデルによる再現結果．

参考文献

[1] 北村ほか (2015), 原子力学会 2015 年秋の大会, H03.
[2] Tachi *et al*. (2014), *J. Nucl. Sci. Technol*., **51(10)**, 1177–1190.
[3] Marques Fernandes *et al.* (2012), *Geochim. Cosmochim. Acta*, **93**, 262–277.

*Yuki Sugiura[1], Yukio Tachi[1], Tadahiro Suyama[1], Takafumi Hamamoto[2]
[1]JAEA, [2]NUMO

薄片試料による黒雲母および金雲母，白雲母へのユウロピウムの収着挙動評価

Evaluation of Sorption Behavior of Europium to Biotite, Phlogopite and Muscovite using the Flake Samples

*石島 雅也[1]，千田 太詩[1]，新堀 雄一[1]
[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では，劈開構造を保持した薄片状の黒雲母，金雲母および白雲母へのユウロピウムの収着挙動を，溶液濃度の変化，蛍光寿命および SIMS により追跡した．その結果，同様に劈開構造を持つ雲母鉱物においても，結晶構造の違いに起因して，雲母へのユウロピウムのマクロな収着挙動が異なることが示唆された．

キーワード：黒雲母，金雲母，白雲母，ユウロピウム，薄片状試料，収着挙動

1. 緒言　地層処分システムの天然バリアとして想定される花崗岩に含有する黒雲母は，陽イオン核種に対して高い核種収着能を示すことが知られているが，その既往知見の多くは粉末状の試料が用いられてきた．実際の地下環境において黒雲母は薄片状で存在するため，核種収着挙動がこれまでの知見と異なる可能性がある．本研究では，薄片状の雲母鉱物試料を用いて陽イオン核種の一つであるユウロピウムとの相互作用について検討した．また，雲母鉱物試料として黒雲母に加えて白雲母や金雲母を用い，構造や化学組成の違いによる収着性の変化を比較検討した．

2. 実験　本研究では，バッチ式の収着実験を行った．収着実験では，5×6 mm 大の薄片状の黒雲母，および白雲母，金雲母を選り抜き使用した．また，比較として粒径 100~150 μm の黒雲母粉末を併せて用いた．ユウロピウム（$Eu(NO_3)_3$，安定同位体）濃度は 1 mM に設定し，硝酸および緩衝剤を用いて pH 3, 5, 8 に調整した．そして，窒素雰囲気下のグローブバック内で，液固比が 10 ml/g となるように雲母試料 0.4 g と調整したユウロピウム溶液 4 ml をポリプロピレン管に封入した．振とう期間は 7 日間とし，期間内に計 5 回サンプリングした．サンプリング後に孔径 0.45 μm のメンブレンフィルターを用いて固液分離し，液相は ICP-AES によりユウロピウム濃度測定を，固相は乾燥後に SIMS（Secondary Ion Mass Spectroscopy）により薄片内のユウロピウム分布分析を行った．また，固液混合状態の試料により蛍光寿命を測定した．

3. 結果・考察　Fig. 1 は，pH 5 の収着実験における液相のユウロピウム濃度の経時変化を示す．Fig. 1 より，黒雲母粉末の場合には，速やかにほぼ全てのユウロピウムが収着する一方，薄片状雲母鉱物へのユウロピウム収着は緩やかに進展することがわかる．これは，薄片内へのユウロピウムの拡散過程が反映されていると考えられる．また，各薄片状雲母鉱物の比較より，ユウロピウムの収着は黒雲母が最も大きく，続いて金雲母，白雲母への収着は非常に小さかった．この原因としては，雲母鉱物の 3 八面体構造（黒雲母，金雲母）と 2 八面体構造（白雲母）の違いにより，層間の交換性陽イオンであるカリウムの拘束状態が異なる可能性が示唆される．また，蛍光寿命測定，および SIMS による薄片内のユウロピウム分布からも，薄片内へのユウロピウムの収着挙動が pH によって異なることが明らかになった．

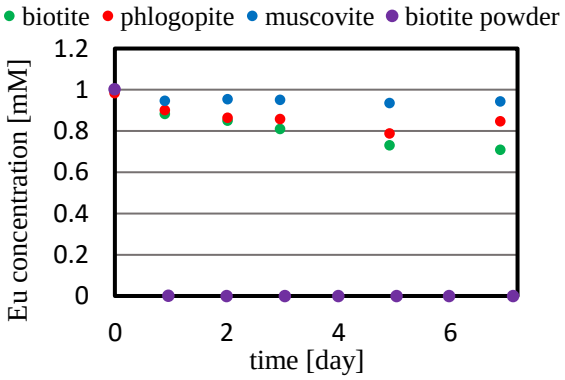


Fig.1 Eu sorption to each sample (pH 5)

謝辞　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「廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム」，経済産業省の委託事業「平成 26 年度放射性廃棄物重要基礎技術研究調査」，科学研究費補助金 基盤(B) 18H01910 の成果の一部である．ここに記して謝意を表す．

*Masaya Ishijima[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Graduate School of Engineering, Tohoku Univ.

ＰＷＲ放射性固体廃棄物のＣ－１４分配係数に関する評価

Evaluation of the C-14 distributed coefficient for the PWR radioactive solid wastes

*隅谷　尚一[1]，辻　慎太郎[1]，美濃　佳隆[2]，榊原　哲郎[3]，小森　省三[4]，山田　悠介[5]
[1]関西電力，[2]北海道電力，[3]四国電力，[4]九州電力，[5]日本原子力発電

PWR の放射性固体廃棄物に含まれる C-14 は、有機形態が主成分であり、原子炉冷却材系統の樹脂からの流出が主な発生源と推定している。そのため、実際の固体状廃棄物を用いて、C-14 のモルタル材への分配係数を取得し、埋設処分に対する影響について評価した。
キーワード：処分，放射性固体廃棄物，分配係数，C-14，モルタル

1．分配係数の測定

原子力発電所（PWR）で採取した固体状廃棄物（液体フィルタ及び金属のサンプル 18 体）の浸出液を用いて、日本原子力学会標準「収着分配係数の測定方法－浅地中処分のバリア材を対象としたバッチ法の基本手順:2002(AESJ-SC-F003:2002)」に準じて、モルタル材への C-14 分配係数を測定した。測定結果を表-1 に示す。また、サンプルのうち 17 体については、分配係数を測定した 0.45μm フィルタ（MF）を通過した浸出液を、更に限外ろ過（分画分子量 10,000）し、図-1 のとおり、イオンと微粒子状成分の割合を調査した。

2. 埋設処分に対する影響

今回測定した固体状廃棄物の C-14 分配係数（18 体）は、既に公開されている C-14 分配係数の 18 体のデータ [1] と同等であり、また、これらのデータを用いて、統計処理した結果、対数平均の 95%信頼下限値の値が 61ml/g であり、六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターの安全評価で用いられている分配係数 50ml/g に比べて保守的な値となっている。また、固体状廃棄物は原子炉冷却材系統の樹脂の流出が主な発生源と推定 [2] しており、浸出液の溶出比が高くなるほど C-14 分配係数が高くなり、また、微粒子成分の影響により分配係数が高くなる傾向を示している。

表-1　固体状廃棄物の C-14 分配係数測定結果

発電所		廃棄物種類	溶出比(%)	分配係数(ml/g) モルタル 通常
PWR	A	液体フィルタ	3.5	86
			1.2	60
	B	液体フィルタ	4.6	52
	C	液体フィルタ	1.8	14
			1.6	53
			2.4	92
			1.4	19
			1.6	205
		金属	0.1	33
	D	液体フィルタ	0.2	31
			1.8	168
	E	液体フィルタ	4.6	261
			2.7	148
			3.2	206
		金属	6.6	12
	H	液体フィルタ	6.4	365
		金属	25	511
			25	1214

※溶出比：固体状廃棄物から超音波照射により溶出し、
0.45MFμm ろ過によりろ液中に残留した C-14 放射能量の割合

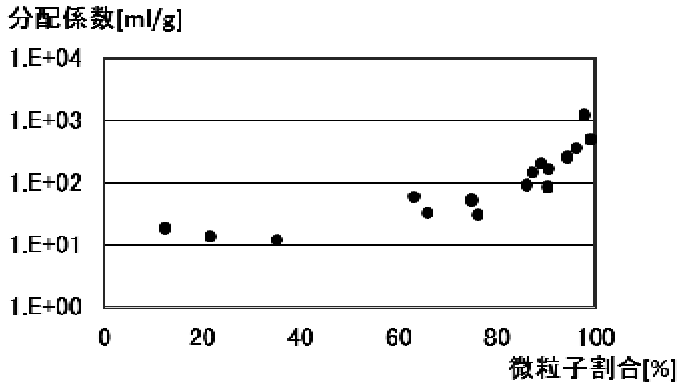


図-1　イオンと微粒子状成分の割合

参考文献

[1]「固体状廃棄物の C-14 分配係数について」(平成 8 年、(財)原子力環境整備センター・日揮㈱・三菱重工業㈱)
[2] Nakata, K., Hironaga, M., Minato, D., Kino, K., Sakashita, A., Takao, K., & Sakakihara, T. (2018). Investigation of C-14 in the CRUD collected on the coolant filter for safety disposal of radioactive waste containing C-14 (II) – Chemical alteration of ion exchange resin under simulated condition in primary coolant of PWR. MRS Advances, 3(19), 1039-1050. doi:10.1557/adv.2018.271

*Naokazu Sumitani[1], Shintaro Tsuji[1], Yoshitaka Mino[2], Tetsuro Sakakihara[3], Shouzou Komori[4], Yusuke Yamada[5]
[1]The.Kansai Electric Power Co., Inc., [2]Hokkaido Electric Power Co., Inc., [3]Shikoku Electric Power Co., Inc., [4]Kyushu Electric Power Co., Inc., [5]The Japan Atomic Power Company

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

Thu. Sep 6, 2018 5:30 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 8:30 AM - 9:30 AM UTC | Room F A36 -A Building

[2F21-24] In-situ Test

Chair:Tamotsu Kozaki(Hokkaido Univ.)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2F21] Experimental and modelling results of in-situ Long-Term Diffusion test in granodiorite matrix at Grimsel Test Site

*Yuta Fukatsu[1], Tsuyoshi Ito[2], Yukio Tachi[1], Keisuke Ishida[3], Andrew Martin[4] (1. Japan Atomic Energy Egency, 2. Visible Information Center, Inc., 3. Nuclear Waste Management Organization of Japan, 4. Nagra)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2F22] Modelling of radionuclide migration in Grimsel granodiorite with microscale heterogeneities

*Ryosuke Ohta[1], Kazuaki Mitsuyama[1], Yukio Tachi[2], Kenji Yotsuji[2], Tomofumi Sato[2], Hisao Satoh[3], Andrew Martin[4] (1. QJ Science Ltd., 2. JAEA, 3. Mitsubishi Materials Co., 4. Nagra)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2F23] In-situ mock-up test on the hydrochemical influence of cement materials to groundwater

*Teruki Iwatsuki[1], Hiroaki Murakami[1], Yusuke Watanabe[1], Kenji Fukuda[1] (1. JAEA)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

[2F24] Study on solute-transport properties at the Horonobe URL: In-situ tracer tests for fractures in fault zone

In situ tracer test for fractures in fault zone

*Masaki Takeda[1], Hirokazu Ohno[1], Eiichi Ishii[1], Yukio Tachi[1], Kazuaki Nemoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

グリムゼル花崗閃緑岩マトリクス中の原位置長期拡散試験の結果と解析

Experimental and modelling results of in-situ Long-Term Diffusion test in granodiorite matrix at Grimsel Test Site:

*深津　勇太[1]，伊藤　剛志[1]，舘　幸男[1]，石田　圭輔[2]，Andrew Martin[3]，
[1]原子力機構，[2]原環機構，[3]Nagra

結晶質岩マトリクス中の核種移行モデルとパラメータの適用性を確認するため、スイスグリムゼル試験場における原位置長期拡散試験によって、原位置での核種移行データを取得し、室内拡散試験データに基づくモデル解析との比較評価を行った。

キーワード：地層処分、原位置試験、核種移行、花崗閃緑岩、拡散、収着、Borehole Damaged Zone (BDZ)

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全評価において、室内試験によって構築された結晶質岩マトリクス中の核種移行モデルとパラメータの実際の地下環境下での適用性を確認することは重要な課題である。このために、原子力機構では、スイスグリムゼルの花崗閃緑岩を対象とした室内拡散試験により岩石マトリクス中の収着・拡散パラメータ（収着分配係数及び実効拡散係数）を評価してきた[1]。処分場を想定した深部地下環境における原位置試験において信頼性の高い核種移行データを取得し、室内試験データに基づくモデルとパラメータの適用性を評価するためには、トレーサー試験孔の掘削時に生じる岩盤へのダメージ領域（Borehole Damaged Zone；BDZ）や原位置と室内条件での岩圧の変化による間隙率の相違等を考慮した評価が重要となる。そこで本研究では、スイスグリムゼル試験場での原位置長期拡散（Long-Term Diffusion；LTD）試験において、注入孔のトレーサー減衰データ、観測孔の破過データ及び岩石中の濃度プロファイルを取得するとともに、原位置試験と同じ岩石を用いた室内拡散試験データから BDZ の影響や間隙率の差異を補正して原位置パラメータを推定する手法を適用した原位置試験結果の解析を行い、その適用性を評価した。

2. LTD 試験

グリムゼル原位置試験場で実施された LTD 試験では、トレーサーとして放射性のトリチウム水（HTO），^{22}Na，^{134}Cs，^{133}Ba 及び ^{36}Cl を含む原位置地下水を、パッカーで区切った注入孔内に約 3 年間循環させ、注入孔のトレーサー減衰データを取得するとともに、注入孔から 10 cm 程度の距離にある観測孔からのトレーサーの破過データを取得した。試験終了後、注入孔近傍の岩石を採取し、注入孔近傍のトレーサー濃度プロファイルを取得した。

3. 結果と考察

LTD 原位置試験を対象として、室内試験データから原位置パラメータを補正して推定する手法を適用し、GoldSim コードによって一次元の核種移行解析を行った。モデルでは、注入孔及び観測孔近傍に形成される BDZ の影響として、室内データから予測される BDZ 領域での間隙率の変化を設定した。パラメータのうち、収着分配係数 K_d については、収着に影響する表面積を室内試験条件と同様であると仮定し、室内拡散試験で得られた表層の BDZ 領域と内部のマトリクス部のプロファイルから得られた値を適用した。一方、実効拡散係数 D_e は室内データをもとに室内と原位置の間隙率の相違を補正することにより設定した。LTD 試験の注入孔のトレーサー減衰データ及びモデルによるシミュレーション結果（図 1 (a)）を比較すると、定量的には差異があるものの、収着・拡散特性が高いトレーサーほど減衰が大きくなる傾向（Cl＜HTO＜Na＜Cs＜Ba）が概ね再現された。また、高収着性の Cs の注入孔近傍の Cs 濃度プロファイル（図 1 (b)）から、注入孔から 1 mm 距離の BDZ 領域とマトリクス領域から形成される濃度プロファイルについても概ね再現された。以上の結果から、室内試験データから、室内と原位置条件の差異を補正して原位置での核種移行パラメータの推定する手法の妥当性を確認できた。

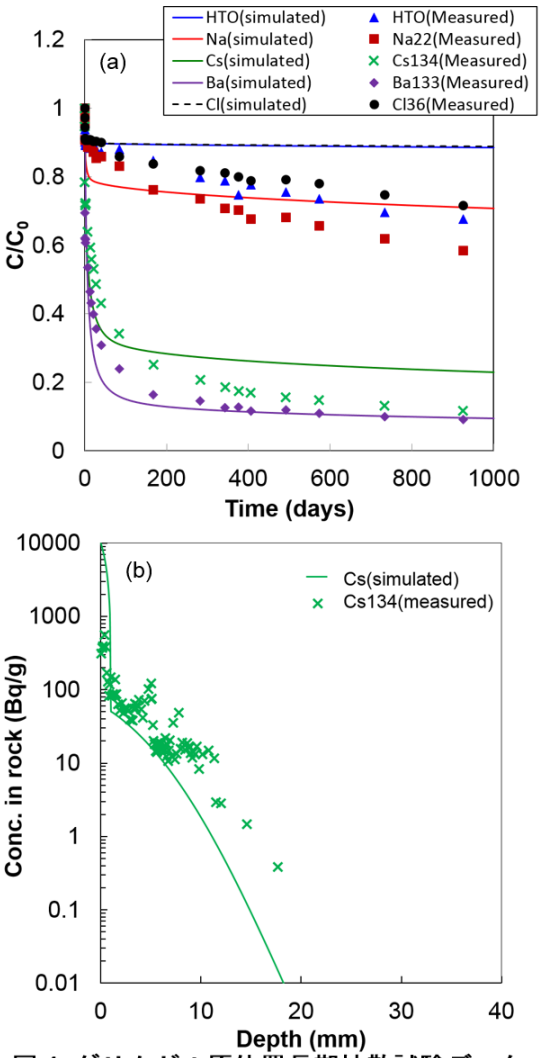


図.1 グリムゼル原位置長期拡散試験データと室内試験データに基づくモデル解析結果. (a) 減衰曲線、(b)Cs濃度プロファイル

参考文献

[1] Tachi et al., Journal of Contaminant Hydrology 179 (2015) 10–24.

*Yuta Fukatsu[1], Tsuyoshi Ito[1], Yukio Tachi[1], Keisuke Ishida[2] and Andrew Martin[3]
[1]JAEA, [2]NUMO, [3]Nagra

グリムゼル花崗閃緑岩中の不均質性を考慮した核種移行モデル開発

Modelling of radionuclide migration in Grimsel granodiorite with microscale heterogeneities

*太田 良介[1]，三津山 和朗[1]，舘 幸男[2]，四辻 健治[2]，佐藤 智文[2]，佐藤 久夫[3]，Andrew Martin[4]
[1]QJ サイエンス，[2]日本原子力研究開発機構，[3]三菱マテリアル，[4]Nagra

グリムゼル花崗閃緑岩を対象に，鉱物や間隙分布の不均質性を表現可能な核種移行モデルを開発し，不均質性が核種移行に及ぼす影響を評価するとともに，実測データとの比較からモデルの妥当性を確認した。
キーワード：地層処分，核種移行，グリムゼル原位置試験場，花崗閃緑岩，マトリクス，拡散，不均質性

1. 緒言　結晶質岩中の核種移行モデルの開発と確証を目的として，スイスグリムゼル原位置試験場における花崗閃緑岩を対象に，室内試験によるデータ取得とモデル開発，及び原位置試験への適用性評価からなる研究を進めている。この研究の一環として実施したグリムゼルの花崗閃緑岩マトリクス中の室内拡散試験において，陽イオンの実効拡散係数が大きく加速され，一方で，陰イオンの拡散係数が小さくなる傾向が確認された[1]。このような陽イオン加速と陰イオン排除の効果を含む拡散メカニズムを解明するうえで，花崗閃緑岩中の鉱物分布の不均質性の影響，特に層状ケイ酸塩鉱物の黒雲母の分布とその間隙中での静電的相互作用の影響を理解することが重要と考えられた。本報告では，花崗閃緑岩マトリクス中の黒雲母の分布の不均質性が核種移行へ及ぼす影響を明らかにするため，黒雲母の分布の不均質性を表現可能な核種移行モデルを開発し，これらの不均質性がイオンの拡散挙動に及ぼす影響を評価した。

2. 方法　グリムゼルの花崗閃緑岩は葉理構造を特徴とし（図 1a），ナノ X 線 CT 等の分析により，黒雲母等鉱物の含有率，葉理構造に伴う黒雲母の配向性や連続性，鉱物内間隙率等に関する定量的情報を取得した。この情報に基づき，層状鉱物である黒雲母とそれ以外の鉱物に分類して，それぞれの含有率や形状・サイズ，鉱物間及び鉱物内の間隙率等を設定することにより，不均質場モデルを構築した（図 1b）。このモデルに対する粒子拡散解析を，ランダムウォーク法に基づく PARTRIDGE コードを用いて実施した。モデル解析では，層状の黒雲母の配向性（層状鉱物の拡散方向に対する向き）や連続性，黒雲母間隙中における陽イオン加速や陰イオン排除の効果を，上記分析情報などをもとに変動させた。初期粒子配置面から移行した粒子が，一定距離の評価断面を通過する拡散フラックスを評価し，一次元拡散方程式の解析解をフィッティングすることによって，不均質場の平均的な拡散係数を求め，黒雲母による場の不均質性が拡散に及ぼす影響を評価した。

3. 結果と評価　モデル解析の結果，中性粒子，陽イオン，陰イオンのいずれの拡散挙動も，層状の黒雲母の配向性や連続性の影響を受けることが確認された。特に，陽イオンの場合には，黒雲母中の層状間隙で拡散が加速される効果のため，黒雲母の配向性や連続性の影響が，中性粒子や陰イオンと比較して顕著に大きくなることが確認された（図 1c：黒雲母の連続性による拡散係数の依存性の評価例）。実際に X 線 CT 等の分析結果から推定された黒雲母の分布に近い条件（観察された黒雲母の連続性（黒雲母粒子を 4 枚連結）と黒雲母の配向性（層状間隙が拡散方向に水平）と設定）において，実測された中性化学種，陽イオン及び陰イオンの実効拡散係数，並びに陽イオン加速とイオン排除の効果（図 1c）[1]を概ね再現することができた。以上の結果から，黒雲母の配向性や連続性がイオンの拡散に及ぼす影響，及び不均質性を考慮することの意義が確認された。今後，この不均質性を考慮した核種移行モデルを多様な岩石に対して適用し，その有効性を評価していく。

※本報告は，経済産業省委託事業「平成 29 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（処分システム評価確証技術開発）」の成果の一部である。

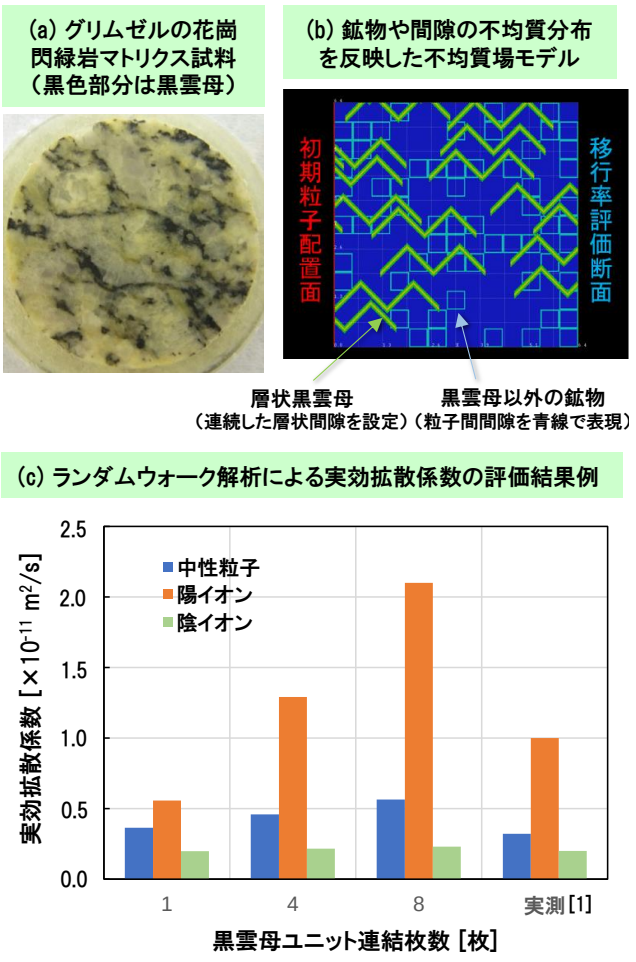


図 1　グリムゼル花崗閃緑岩マトリクス試料（a）の鉱物分布等を反映した不均質場モデル（b）及び実効拡散係数の評価結果の例（c）

参考文献

[1] Tachi et al., J. Contam. Hydrol. 179 (2015) 10–24.

*Ryosuke Ohta[1], Kazuaki Mitsuyama[1], Yukio Tachi[2], Kenji Yotsuji[2], Tomofumi Sato[2], Hisao Sato[3] and Andrew Martin[4]
[1]QJ Science Ltd., [2]JAEA, [3] Mitsubishi Materials Co., [4]Nagra

セメント材料が地下水環境に与える影響に関わる原位置試験

In-situ mock-up test on the hydrochemical influence of cement materials to groundwater

*岩月輝希，村上裕晃，渡辺勇輔，福田健二
国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

花崗岩の深度 500m に建設した模擬実験坑道を閉鎖し，吹付けコンクリートと地下水の相互作用を評価した結果，高アルカリ地下水の形成に関わるセメント材料の量などを定量的に評価することができた。

キーワード：坑道閉鎖模擬試験，花崗岩，地下水，セメント材料，化学環境変化

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分に関わる大規模坑道群の建設・操業・閉鎖では，作業安全の確保や地下水湧水の止水のためセメント材料の使用が想定される。セメント材料は，坑道周囲の化学環境を大きく改変すると考えられ，その影響範囲・期間は，実際の施工で利用されるセメント材料の量や地下水との相互作用プロセスに依存する。本研究では，セメント材料と地下水の相互作用プロセスを定量的に評価することを目的として，瑞浪超深地層研究所において坑道閉鎖模擬試験を行い，吹付けコンクリートの変質過程や変質量の考察を行った。

2. 方法

花崗岩の深度 500m に建設された模擬実験坑道（以下，冠水坑道：幅 5m，高さ 4.5m，長さ約 45m：総容量約 900m^3）を止水壁により閉鎖し，周辺の地下水によって冠水させた。その後，約 1 年 8 か月間にわたり定期的に冠水坑道内及び周辺岩盤中の地下水を採取し水質変化を観測した。また，冠水坑道の解放後，冠水坑道内外の吹付けコンクリートを採取し，変質状態の観察・分析を行った。これらの観察・分析データに基づき，地球化学計算コード PHREEQC を用いてセメント材料と地下水の相互作用プロセスを定量的に解析した。

3. 結果・考察

冠水坑道の閉鎖後，地下水の pH は徐々に上昇し，約 6 か月後に pH10 付近で定常状態となった。また，Si，Al，Fe 濃度が時間とともに増加した。冠水坑道内外で採取した吹付けコンクリートの EPMA，XRD 分析の結果，両試料ともに定性的に表層では内部に比べ Na，K 含有量が高く，Si，Al，SO_3含有量が低い傾向があった。また，表層から約 5～25 ㎜の位置で SO_3含有量が高くなっていた。骨材の鉱物以外に C-S-H，$Ca(OH)_2$，Calcite，Monocarbonate，C6As3H32 が同定され，表層部では $Ca(OH)_2$，Monocarbonate，C6As3H32 が消失し，Calcite の割合が増えていた。また，冠水坑道内の吹付けコンクリートは冠水坑道外の試料に比べ，表面の Ca，Si，Al 含有量が顕著に減少していた。これらは大気の影響に伴うセメント中のアルカリ成分の炭酸化プロセス，C6As3H32 の部分的濃集生成や冠水後の吹付け表面の溶脱を示唆している。これらの観察に基づき PHREEQC により地下水－セメント鉱物反応を解析した結果，Brucite，$Ca(OH)_2$，Gibbsite，K_2CO_3，$Na_2CO_3 \cdot 10H_2O$，SiO2(a)，Calcite などの溶解・沈殿を想定することで，地下水の水質変化を説明可能であった。また，EPMA，XRD 分析の結果とも整合的であった。今後は，施工されたセメント材料の全体量を踏まえて，その化学的影響範囲の解析を行っていく。

---

*Teruki Iwatsuki, Hiroaki Murakami, Yusuke Watanabe and Kenji Fukuda
Japan Atomic Energy Agency

幌延 URL における物質移行特性評価：泥岩中の断層帯を対象とした原位置トレーサー試験

Study on solute-transport properties at the Horonobe URL: In-situ tracer tests for fractures in fault zone

*武田 匡樹[1]，大野 宏和[1]，石井 英一[1]，舘 幸男[1]，根本 一昭[1]，
[1]日本原子力研究開発機構

泥岩中の物質移行挙動を明らかにするために、室内／原位置試験を通じた物質移行評価技術の開発を進めている。本報告では幌延ＵＲＬで進めている、泥岩中の断層帯を対象とした原位置トレーサー試験に関した検討結果について報告する。

キーワード：幌延 URL，泥岩，割れ目、断層帯，原位置トレーサー試験

1. 緒言

複数の割れ目を対象とした原位置トレーサー試験結果を評価する上では、トレーサーの移行経路の分布を仮定（モデル化）することが必要であり、その根拠となる情報として、実際にトレーサーが移行した痕跡を可能な限り取得することが有用である。本発表では 350m 調査坑道における断層帯を対象としたトレーサー試験によって破過データを取得するとともに、トレーサー試験後に採取したコア試料の観察および割れ目表面のトレーサー濃度分析に基づき、割れ目の空間分布とトレーサーの移行経路の推定を試みた。

2. 原位置トレーサー試験及び室内試験の方法

本研究で対象としたのは 350m 調査坑道から掘削したボーリング孔（S-30 および S-31：孔間約 1.3m）で実施したダイポール試験であり、注水孔と揚水孔の試験区間にはそれぞれ断層が確認された区間を試験区間とした。トレーサーには、安定同位体トレーサーとして、HDO(重水), I, Cs, Sr, Ni, Co, Eu, Mo を使用した。試験条件はダイポール比（注水流量／揚水流量）を 1.3 とし、パルス注入および連続注入でトレーサーを注入した。特に連続注入条件では、トレーサーを割れ目表面へ可能な限り収着させるために、パルス注入条件よりも高濃度のトレーサーを注入させた。ダイポール試験終了後に、試験孔および周辺岩盤に対して、10 数本のボーリング掘削からコア試料を採取し、目視観察による割れ目の走向・傾斜や位置情報から割れ目の空間分布を取得するとともに、コア試料中に確認された割れ目表面の複数箇所を研削・濃度分析を行うことにより、トレーサー濃度分布を取得した。

3. 試験結果と解析評価

コア試料の割れ目判読から試験孔周辺には複数の割れ目（せん断、引張、ハイブリッド）が分布しており（図１）、これら割れ目の複雑なチャンネル／ネットワーク構造を介してトレーサーが移行していると考えられる。コア採取を行ったボーリング孔と割れ目の空間分布から、注水孔と揚水孔で確認された断層は同一面で連続しているのではなく、これら断層と複数の割れ目とが連続／連結していると推定された。また、割れ目表面の Cs の濃度分析から、SW33（せん断割れ目）、SW42（ハイブリッド割れ目）、SW43（断層）、SW46（断層）において、泥岩中に含まれるバックグラウンド濃度より有意に高い Cs 濃度が検出され、その濃度は注水孔直近（SW46）の割れ目で最も Cs 濃度が高く、注水孔からの距離が離れるほど低くなる傾向にあった（図２）。一方で、注水孔と揚水孔を結ぶ直線上にほぼ位置する SW34、SW35 に出現する割れ目には有意な Cs 濃度は検出されなかった。以上のことから、両試験孔は、試験区間に存在する断層が、他の割れ目（例えば、せん断、ハイブリッド）を介して連続／連結している可能性を示唆するとともに、注入されたトレーサーは試験孔の上部もしくは下部、あるいは深度方向に迂回して移行していると推定される（図２）。本検討から、トレーサー試験実施後に採取したコア試料に基づき、割れ目の空間分布と割れ目表面のトレーサー濃度を関連付けて評価を行うことは、定性的ではあるものの、トレーサーの移行経路を推定する上で有効な手法であると考えらえる。今後は移行経路の推定結果に基づきトレーサー試験のモデル化／解析評価を実施する予定である。

※本報告は，経済産業省委託事業「平成 29 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業(処分システム評価確証技術開発)」の成果の一部である。

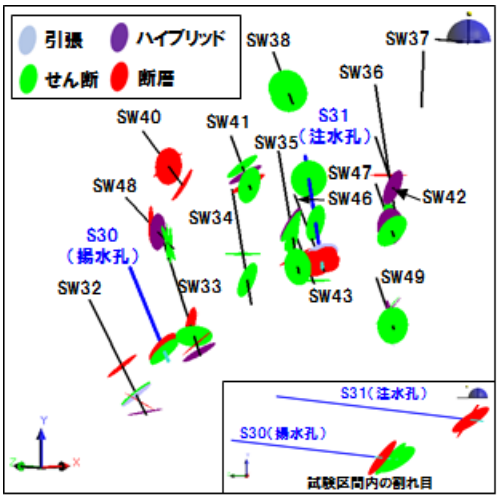


図１ 試験孔周辺の割れ目分布

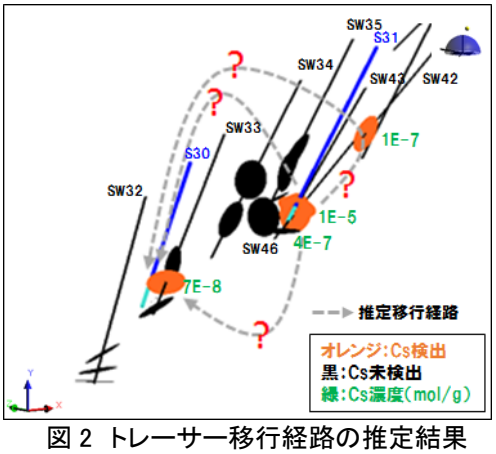


図２ トレーサー移行経路の推定結果

*Masaki Takeda[1], Hirokazu Ohno[1], Eiichi Ishii[1], Yukio Tachi[1] and Kazuaki Nemoto[1]　[1]JAEA

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

Thu. Sep 6, 2018 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room G A37 -A Building

[2G01-04] Treatment of Contaminated Water and Secandary Waste 1

Chair:Tsuyoshi Usami(CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2G01] Absorption and lifting of salt water by zeolite

*Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1], Atsuhiko Terada[2], Isao Yamagishi[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Japan Atomic Energy Agency)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2G02] Cesium and Strontium adsorption characteristics on zeolite type hybrid sorbent
(2)Adsorption characteristics on hybrid zeolite of Chabazite and A Type zeolite

*Takatoshi Hijikata[1], Takshi Tsukada[1], Tadafumi Koyama[1], Tomoya Kitagawa[2], Minoru Mastukura[2], Hitoshi Mimura[2] (1. Central Research Institute of Electirc Power Industry, 2. UNION SHOWA K.K.)

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

[2G03] Evaluation of Adsorption Properties of Am(III) on Inorganic Adsorbents

*Hitoshi Mimura[1], Tomoya Kitagawa[1], Minoru Matsukura[1], Fumio Kurosaki[1], Akira Kirishima[2], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2] (1. UNION SHOWA, 2. Tohoku University)

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

[2G04] Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant.
(18) Practical study on Cs and Sr adsorption process in LWTF.

*Yoshiyuki Ito[1], Ryotatsu Matsusima[1], Fuminori Sato[1], Takanori Hashimoto[2], Tatsuya Suzuki[2], Shinsuke Miyabe[3], takashi sakuma[4], kaoru kikuchi[4], takeshi izumi[4] (1. JAEA, 2. Nagaoka Univ. of Tec., 3. Nippon-chem., 4. Ebara)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

ゼオライトの塩水吸い上げ挙動

Absorption and lifting of salt water by zeolite

*宇留賀 和義[1]，塚田 毅志[1]，寺田 敦彦[2]，山岸 功[2]
[1]電力中央研究所，[2]日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所の汚染水処理に使用されたゼオライト吸着塔の保管時の安全評価には，塔内の残水の移動挙動を把握することが重要となる。本研究では，カラムを用いたゼオライトの塩水(模擬残水)吸い上げ試験を実施し，水および塩化物イオン濃度の時間変化を明らかとした。
キーワード：ゼオライト，汚染水処理，福島第一原子力発電所，吸着，低レベル放射性廃棄物

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故の汚染水処理に使用されたゼオライト吸着塔は，当面の間サイト内に保管される計画である。保管時の安全性を評価する上では，吸着塔内に残存した汚染水(残水)に含まれる塩化物イオン(Cl^-)等により，吸着塔容器が腐食し，汚染水が漏洩する可能性について検討する必要がある。これまでに，実吸着塔の 1/4 サイズの模型を作製し，崩壊熱により塔中心部分の温度が高くなる状態を模擬した試験を行った結果 [1)]，ゼオライトに吸い上げられた残水が中心部分に移動した後，水分は蒸発して塔内を還流する一方で，塩分はその場に固定・濃縮されるという現象が見られ，結果として残水中の Cl^- 濃度は時間と共に減少することを明らかとした。吸着塔容器の腐食リスクは残水中の Cl^- 濃度の減少により大幅に低減することが見込まれるため，現在，実吸着塔での残水挙動について数値シミュレーションによる推定を進めている。本研究では，シミュレーションの信頼性向上を目的として，塩水(模擬残水)がゼオライトに浸透し，吸い上げられる挙動についてカラムを用いた試験により明らかとした。

2. 試験方法　内径 30 mm のガラス製カラムを垂直に設置し，室温下で静置したチャバサイト系ゼオライトを，充填高さ 310 mm となるまで充填した。Cl^- 濃度が 200 ppm の NaCl 水溶液を模擬残水とした。吸い上げ試験では，カラム上端を開放し，ゼオライト充填層の下端から高さ 10 mm までを残水で常時満たす状態で静置した。ゼオライトへの残水の浸透により目視で濡れが識別できた部分の高さを定期的に測定し，この高さを吸い上げ水位とした。約 8 日間静置後，吸い上げ試験を終了し，充填層上端部分より順にゼオライトをカラムから取り出した。各充填高さにおけるゼオライト試料中の Cl^- および残水含有量を分析した。

3. 試験結果および考察　図 1 に吸い上げ水位の時間変化を示す。試験全体を通して，水位の上昇速度は時間と共に低下したが，48 時間以降の速度変化はわずかであり，ほぼ等速(7.47 mm/day)と見なすことができた。水位の上昇挙動は大きく 3 段階に分けることができ，開始 1 分程度までの急速な上昇，その後 4 時間程度までのゼオライト充填密度に依存した上昇，それ以降の充填密度に依存しない緩やかな上昇である。このような挙動の違いは，残水の主要な浸透経路がゼオライトの粒子間，粒子表面，粒子内，結晶格子内などと変化したためと推測される。吸い上げ試験後のゼオライトに含まれていた残水および Cl^- 濃度を図 2 に示す。残水濃度は，充填高さ 60 mm 程度までは一定値であったが，それ以上では段階的に低下し，吸い上げ水位(189 mm)を超えると急激に低下してゼロとなった。この濃度分布は，上記の吸い上げ挙動と関連があると思われるが，詳細の解明には至っていない。図 2 の右軸は，検出された Cl^- 量を残水量で除して求めた残水中 Cl^- 濃度である。Cl^- は供給した残水中の濃度(200 ppm)を維持した状態で吸い上げられたが，水位以下近傍で濃度が急激に増加し，水位以上では全く検出されなかった。この濃度増加は，水位界面での水の蒸発に加え，ゼオライトの結晶格子内へ水は浸透できる反面，Cl^- は浸透できないために起こったものと推測している。今後，吸い上げ時間を変化させた場合の残水および Cl^- 濃度分布を把握すると共に，吸い上げ挙動を理論的に整理し，適切な数値モデルを構築していく計画である。

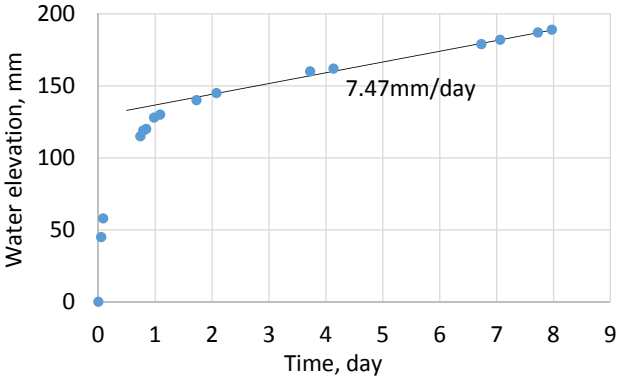


図 1 吸い上げ水位の時間変化

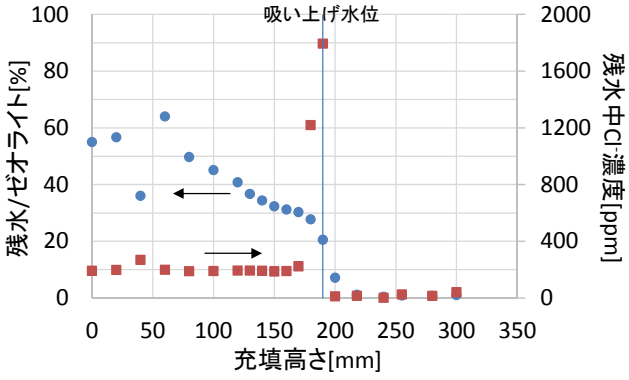


図 2 試験後の残水および Cl-濃度分布

1) 宇留賀他，日本原子力学会 2015 秋の大会, I19.

*Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1], Atsuhiko Terada[2], Isao Yamagishi[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Japan Atomic Energy Agency

ゼオライト系ハイブリット吸着剤のセシウムとストロンチウムの吸着特性
（2）チャバサイトとＡ型ゼオライトのハイブリットゼオライトの吸着特性

Cesium and Strontium adsorption characteristics on zeolite type hybrid sorbent
(2) Adsorption characteristics on hybrid zeolite of Chabazite and A Type zeolites

*土方　孝敏[1]，塚田　毅志[1]，小山　正史[1]，北河　友也[2]，松倉 実[2]，三村 均[2]
[1]一般財団法人電力中央研究所，[2]ユニオン昭和株式会社

ゼオライトは、種類により吸着性能が Cs または Sr に偏る。そこで、Cs と Sr の個々に吸着性能が高いチャバサイトと A 型ゼオライトを一体成型することにより、Cs と Sr の同時吸着剤を開発した。
キーワード：福島第一原子力発電所，セシウム、ストロンチウム、吸着剤、ゼオライト

1. 緒言

福島第一原子力発電所の汚染水処理では、高価なチタン酸系吸着剤を用いて Cs と Sr を同時に除去している。そこで、スリーマイルの汚染水処理で使用された安価なチャバサイトと A 型の一体成型したゼオライトを合成し、福島第一原子力発電所の模擬汚染水で吸着特性について評価した。

2. 試験方法

平衡吸着試験により吸着剤の性能を評価した。吸着剤は、A 型とチャバサイト(CHA)の人工ゼオライト（20,50,80%）を混合して一体成型した（Hybrid Zeolite：HZ）を用いた。Ca：48, Mg： 54, K： 6.6, Na； 185 ppm の模擬溶液に CsCl と $SrCl_2$ を混合した（Cs 濃度と Sr 濃度は約 2 ～2000 ppm）溶液とした。ゼオライトを 0.04 g、溶液を 40 cm^3(溶液体積/固体重量比:V/S=約 1000(cm^3/g))として、試験容器を、振盪機で 2Hz、160 時間以上撹拌を行った。試験後、試料溶液を 0.45 μm のフィルターを通した後に、原子吸光度計にて Cs と Sr 濃度を測定した。溶液中の Cs と Sr 濃度変化から、吸着剤に吸着された Cs と Sr 量(mmol/g)を求めた。

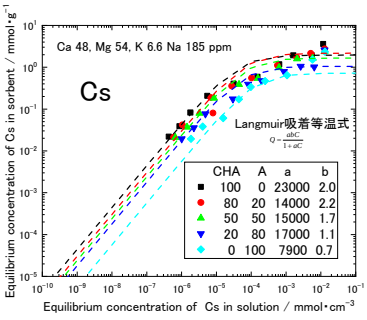


図１　Cs の吸着等温図

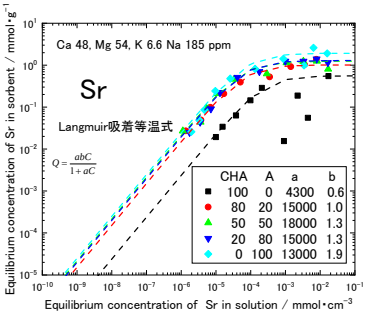


図２　Sr の吸着等温図

３．結果及び考察

Cs と Sr の吸着等温図を図 1 と図 2 に示す。Cs と Sr は、ともに Langmuir 型の吸着(吸着等温式：$Q=\frac{abC}{1+aC}$)を示した。図 1 の HZ の Cs の吸着等温図では、CHA の増加により Cs 吸着平衡定数(*a*)は 14000～17000 で変化が少なく、飽和吸着量(*b*)は 1 から 2 に増加した。図 2 の HZ の Sr 吸着等温図では、CHA の増加により、Sr 吸着平衡定数(*a*)は 15000～18000 で変化が少なく、飽和吸着量(*b*)も 1 前後で変化が少ない。HZ は、Cs と Sr を同時に吸着し、CHA の混合率が上げることより、Sr 吸着性能をほとんど低下せず、Cs 吸着性能が高くなる傾向を示した。

参考文献

[1] 土方　孝敏ら，日本原子力学会　2017 年　秋の大会（北海道大学）　1A07.

*Takatoshi Hijikata[1], Takeshi Tsukada[1], Tadafumi Koyama[1], Tomoya Kitagawa[2], Minoru Matsukura[2], and Hitoshi Mimura[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry., [2]Union Showa KK

無機系吸着剤に対するAm(Ⅲ)の吸着特性評価

Evaluation of Adsorption Properties of Am(Ⅲ) on Inorganic Adsorbents

*三村　均[1], 北河友也[1], 松倉　実[1], 黒崎文雄[1], 桐島　陽[2], 秋山大輔[2], 佐藤修彰[2]
[1]ユニオン昭和, [2]東北大・多元研

高汚染水処理においてアメリシウムの吸着挙動を把握するため、各種無機系吸着剤へのアメリシウム（III）の分配特性を、各種液性条件下で比較評価した。Am(III)/ホウ酸・希釈海水系では、結晶性シリコチタネート(CST)およびアンチモン酸スズが 80%以上の吸着率を示した。Am(III)の吸着には、イオン交換および加水分解種の表面沈殿析出が関与している。

キーワード：高汚染水処理、無機系吸着剤、ゼオライト、CST, Am(III)、吸着率、加水分解、表面沈殿現象

１．緒 言　福島原発事故での高汚染水中に存在するアクチノイドの吸着剤への吸着挙動については、明確な解析がなされていない。将来的にはデブリ取り出し時にもアクチノイドの溶出、除染が重要となることから、無機系吸着剤への吸着特性の解明は重要と考えられる。著者らは、各種無機系吸着剤に対するアクチノイドの吸着特性（分配およびカラム吸着特性）を系統的に調査・研究している。本研究では、各種無機系吸着剤に対する Am(III)の分配特性（吸着率、分配係数）を、３種類の液性条件下で測定し、汚染水処理用の選択性吸着剤を比較・評価した。

２．実 験　１９種類の無機系吸着剤（ゼオライト１１種類）を、液性条件の異なる３種類(Solution 1-3)のAm(III)溶液(**表 1**)に添加して、吸着率(%)および分配係数（K_d, cm^3/g）を測定した。分配実験は、液固比は 100, 300および1,000 cm^3/g, 25℃で 24 時間振とうした。初期および平衡後の液中の ^{241}Am のγ-放射能(59.5 keV)は、NaI(Tl)シンチレーション計数装置により測定した。

３．結果・考察　(1) 無機系吸着剤へのAm(III)の分配挙動は、イオン交換、加水分解種の吸着および沈降などにより、平衡pHに対して極大を有する分配曲線で表される。極大点のpHシフトは、Am(III)の加水分解pH、吸着剤の交換性カチオン等に左右される。(2)0.1 M NaCl共存系(Solution 2)では、ゼオライトXおよびL、アンチモン酸スズおよびベントナイトが80%以上の吸着率を示した。ゼオライトXおよびベントナイトでは加水分解種の吸着、ゼオライトLおよびアンチモン酸スズでは、イオン交換が支配的である。(3)Am(III)/ホウ酸・希釈海水系(Solution 3)では、マイクロカプセル、CSTおよびアンチモン酸スズが80%を超える吸着率を示した(**図 1**)。CSTおよびアンチモン酸スズでは平衡pHが4.95および2.30に低下し、イオン交換が支配的である。(4)液性条件に応じた吸着剤の選択が重要であり、これらの基礎データをもとにカラム特性評価が課題となる。

表１　液性条件の異なる Am(III)溶液の仕様

Solution 1: [Am(III)]= 1.17×10^{-7} M (= mol/dm^3), 0. 1M (H,Na)ClO_4, 0.1 M(H,Na)NO_3,
Solution 2: [Am(III)]= 1.17×10^{-7} M, 0.1 M NaCl, initial pH= 3.0,
Solution 3: [Am(III)]= 1.14×10^{-7} M, 3,000 ppm boric acid/ 30% seawater, initial pH= 6.7.

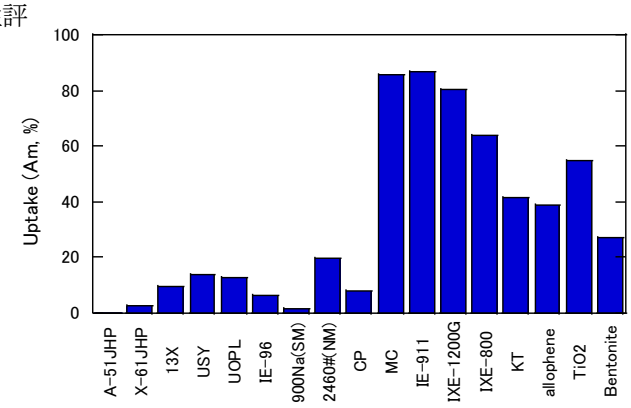


図１　Am(III)吸着率の比較 (Solution 3)

*Hitoshi Mimura[1], Tomoya Kitagawa[1], Minoru Matsukura[1], Fumio Kurosaki[1], Akira Kirishima[2], Daisuke Akiyama[2], Nobuaki Sato[2]
[1]UNION SHOWA K.K., [2]Tohoku University

東海再処理施設における低放射性廃液の処理技術開発
（18）Cs/Sr 吸着材の実機適用に向けた検討

Development of treatment for low radioactive effluent in Tokai Reprocessing Plant.
(18) Practical study on Cs and Sr adsorption process in LWTF.

*伊藤 義之[1]，松島 怜達[1]，佐藤 史紀[1]，橋本 崇紀[2]，鈴木 達也[2]
宮部 慎介[3]，佐久間 貴志[4]，菊地 香織[4]，出水 丈志[4]
[1]原子力機構，[2]長岡技科大，[3]日本化学工業㈱，[4]㈱荏原製作所

ケイチタン酸塩系の吸着材（ピュアセラム）を用いて、実機（LWTF 吸着塔）と同様の通液条件でカラム試験を実施した。その結果、Cs 及び Sr の破過容量の向上が図れる見通しを得た。

キーワード：イオン交換，吸着材，硝酸塩，ケイチタン酸塩、セシウム、ストロンチウム

1. 緒言　本研究では、東海・再処理施設内の低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）[1]の吸着塔で使用する Cs 及び Sr 吸着材[2]の検討を行っている。吸着対象の廃液は、約 5 mol/L の高濃度硝酸塩廃液であり Ca 等も含むため、Cs 及び Sr 吸着材は高い選択性等を必要とする。

本報では、福島第 1 原子力発電所の汚染水処理に使用され、Cs や Sr を同時に吸着できるケイチタン酸塩系の吸着材（ピュアセラム）を用いたカラム通液試験を行い、実機への適用を検討した。

2. 実験　カラム通液試験は、実機を参考に 2 本の吸着カラム（5 mm ϕ×200 mmH）を Up-Flow 方式で接続し、１段目に A 型ゼオライト、２段目にピュアセラムを充てんした（各吸着材は 100 mmH まで充てん）。模擬廃液は、$NaNO_3$ (約 5 mol/L), Cs (200 mg/L), Sr (50 mg/L) を主成分とし、RI トレーサ（Cs-137, Sr-85）を添加したものであり、実機と同じ線速度（約 25 mm/min）で通液した（図 1 参照）。カラムを通液後の処理液は、フラクションコレクターで分画後、ガンマ核種分析及び pH 測定を行った。

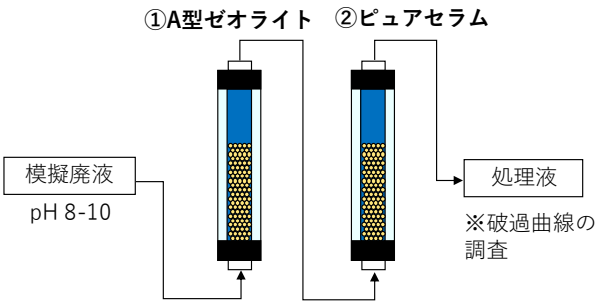


図 1　カラム通液試験の概略

3. 結果・考察　Cs 及び Sr の破過挙動を図 2 に示す。ここで、C／C_0 は、カラム通液前後の廃液の放射能計数値の比である。Cs は、約 360 mL の通液量では 5%破過点まで到達せず、前回の報告[2]（Cs の 5%破過容量 : 約 340 mL）と同様に破過容量が大きいことが分かった。Sr の 5%破過容量は約 60 mL であり、前回の報告[2]（Sr の 5%破過容量 : 約 30 mL）と比べて、約 2 倍となり、破過容量の向上を図れる見通しを得た。

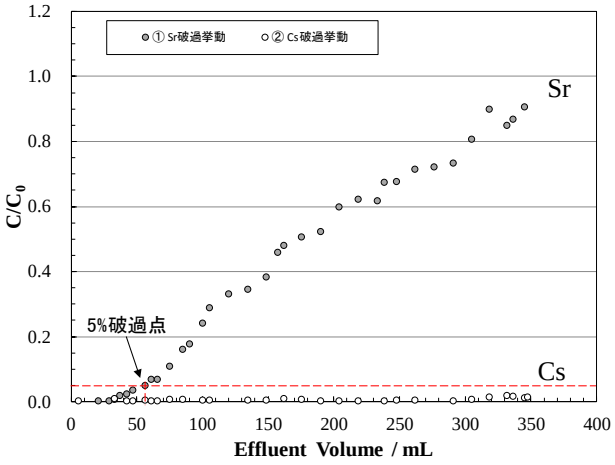


図 2　Cs 及び Sr の破過挙動

参考文献　[1] A. Sugaya *et al.*, WM2011 Conf. 11078 (2011).
[2]伊藤，高野ほか：2016 年秋の大会、2F17

*Yoshiyuki Ito[1], Ryotatsu Matsushima[1], Fuminori Sato[1], Takanori Hashimoto[2], Tatsuya Suzuki[2], Shinsuke Miyabe[3], Kaoru Kikuchi[4], Takashi Sakuma[4], and Takeshi Izumi[4].
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Nagaoka University of Technology, [3]Nippon Chemical Industrial Co.,LTD, [4]EBARA Corporation.

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

Thu. Sep 6, 2018 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room G A37 -A Building

[2G05-09] Treatment of Contaminated Water and Secandary Waste 2

Chair:Ippei Amamoto(JAEA)

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

[2G05] Rapid Removal of Cesium from Fukushima Contaminated Soil by Hydrothermal Treatment with Multivalent Cations

*Xiangbiao Yin[1], Yoshikazu Koma[1], Yusuke Inaba[2], Kenji Takeshita[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Tokyo Institute of Technology)

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

[2G06] Database for analytical data of radioactive wastes originated from the accident in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*Ayako Nitta[1,2], Keiichi Ohki[1,2], Yoshikazu Koma[1,2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. International Research Institute for Nuclear Decomissioning)

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

[2G07] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(13) Introduction of stochastic approach to the modelling estimation method

*Daisuke Sugiyama[3], Yoshikazu Koma[1,2], Youko Takahatake[1,2], Yoshio Aoki[1], Ryo Nakabayashi[3], Tomonari Fujita[3] (1. IRID, 2. JAEA, 3. CRIEPI)

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

[2G08] Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(14) Effects of contaminated water quality on radionuclides sorption on zeolite

*Takamitsu Ishidera[1], Yukio Tachi[1] (1. JAEA)

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

[2G09] Development of Laser System for Resonance Ionization Based Selective Spectroscopic Analysis of Odd Isotopes of Ca

*Stephen R Wells[1], Yoshihiro Iwata[1], Yuta Yamamoto[1], Fumiko Yoshida[1], Shuichi Hasegawa[1] (1. Univ. Tokyo)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

Rapid Removal of Cesium from Fukushima Contaminated Soil by Hydrothermal Treatment with Multivalent Cations

*Xiangbiao Yin [1], Yoshikazu Koma [1], Yusuke Inaba[2], Kenji Takeshita [2]

[1] Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science, Japan Atomic Energy Agency

[2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology

Abstract: The decontamination and volume reduction of Cs contaminated soil remains a great challenge after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident. In present study, the authors aim to develop the continuous hydrothermal treatment process to remove Cs rapidly from the clay soils by a column system. The results will inspire new insights for treatment of post-accident soils in Fukushima.

Keywords: Cesium desorption, hydrothermal treatment, volume reduction, ion exchange, decontamination

1. Introduction

After the Fukushima accident, radioactive Cs was widely dispersed and contaminated the north-eastern district of Japan, thus the topsoil has been stripped within the top 5 cm which is now just being stored in temporary storage sites because of its difficulty of decontamination.[1-2] Therefore, it is urgently essential to develop environmental friendly and efficient techniques performing desorption of Cs^+ ions from the clay soils.

2. Experiment and results

Vermiculitized biotite (VB) powder (10 g) was dispersed in CsCl solution (1L) with Cs^+ concentration of 1000 mg L^{-1} for 3 months, reaching a saturated Cs adsorption capacity of 41.32 mg-Cs/g-VB. Subsequently, 0.5g of as-prepared Cs-VB was loaded into a stainless steel column reactor and flowed with the 0.01M $MgCl_2$ in rate of 0.5 mL/min at room temperature and/or subcritical condition (250°C, 4MPa). The Cs concentration in the effluent was measured with the time. Figure 1 shows the diagram of the column system with continuous hydrothermal treatment.

Figure 2 shows the continuous Cs desorption by the column system at different treating temperatures. It reveals that the adsorbed Cs can only be slowly and limitedly extracted by Mg^{2+} at 25°C, with a desorption ratio lower than 20% in sum. By contrast, the Cs desorption kinetics is improved significantly under the subcritical conditions, achieving 100% summed desorption ratio in less volume of Mg^{2+} solution. These results clearly suggested the hydrothermal treatment of the clay soils in the column system could achieve rapid and continuous Cs desorption, which was expected to establish more practical technologies for treatment of the Cs-contaminated soils.

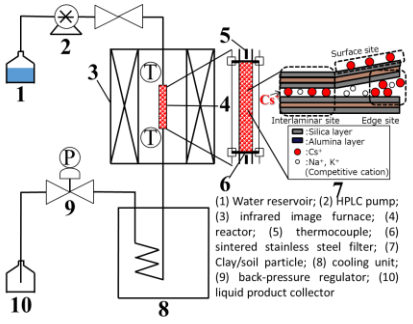


Fig. 1 Schematic diagram of continuous column system.

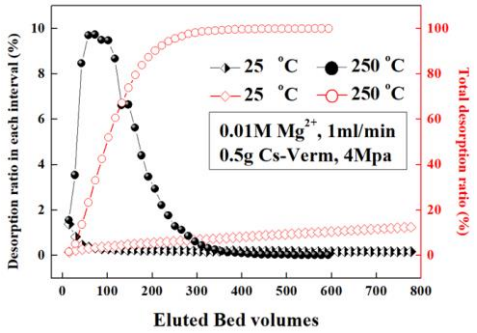


Fig. 2 Continuous Cs desorption from Cs saturated clay.

References

[1] Yin X., Wang X., Wu H., Ohnuki T., Takeshita K., *Journal of hazardous materials*, **326**, 47-53 (2017).

[2] Yin X., Inaba Y., ... & Takeshita, K., *Chemical Engineering Journal*, **333**, 392-401 (2018).

福島第一原子力発電所事故で発生した放射性廃棄物の分析データベースの構築

Database for analytical data of radioactive wastes originated from the accident in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

*二田　郁子[1,2]，大木　恵一[1,2]，駒　義和[1,2]
[1]日本原子力研究開発機構（JAEA），[2]国際廃炉研究開発機構（IRID）

Various radioactive wastes generated in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station should be safely disposed of. Understanding the properties of the wastes is required, and the wastes are sampled and performed analyses. To utilize obtained analytical data, the database “FRAnDLi” was made to provide the data through the Internet.

Keyword: Fukushima Daiichi Nuclear Power Station，analysis，radioactive wastes，database

1. データベース化の重要性　東京電力福島第一原子力発電所（1F）では，事故に由来した様々な放射性廃棄物（以下，「廃棄物」という）が生じている。これらを適切に処理・処分するためには，廃棄物の性状を把握することが重要であり，事故直後から継続的に廃棄物の一部を採取し，分析が行われている [1]。取得される分析データを廃炉に向けた措置に有効的に活用するため，これをデータベース化し，国内外の研究者によって共有することが求められている。

2. データベースの要件

分析データは，分析データの解析による汚染のふるまいの推定，廃棄物量の推定のために重要な情報である。また，今後の試料採取計画や分析計画の立案に資することが期待される。

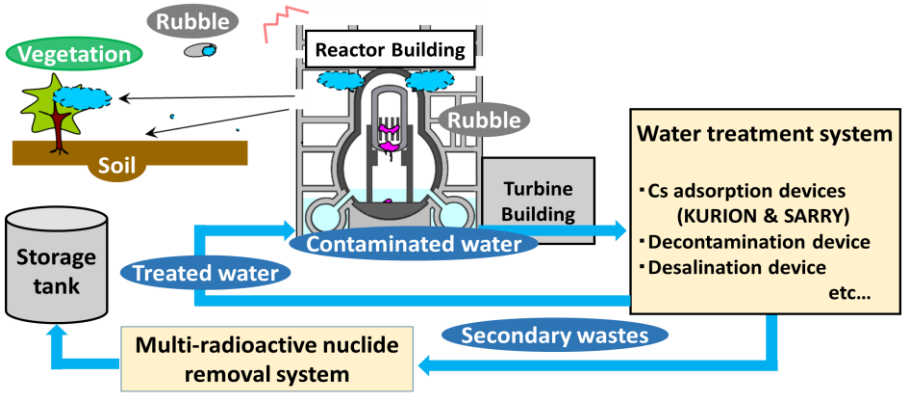


Fig.1　1F で生じる廃棄物の概念図

損傷した燃料の溶解や水素爆発によって事故当初に発生した廃棄物，汚染水処理設備の稼働等の事故後の措置に起因する廃棄物と様々なである（Fig. 1）。これらは発生した時期，汚染経路が全く異なる。さらに，今後始まる廃炉に向けた取組みによっても，廃棄物は多様化することが予想される。データベースは，分析値だけでなく廃棄物に係るあらゆる情報が，適切に分類され，格納されていることが求められる。

3. データベースの構築　上記を基に，データベース「福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集（FRAnDLi）－試行版－」を構築し，インターネット上（URL: https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/）で公開を開始した。今後，廃炉に対する取り組みの進展とともに変化するニーズに対応し，有用なデータベースに向けて継続的に改良していく。

※この成果は、経済産業省／平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] 浅見ら，「東京電力福島第一原子力発電所において採取された汚染水および瓦礫等の分析データ集」，JAEA-Data/Code 2017-001 (2017).

*Ayako Nitta[1,2], Keiichi Ohki[1,2] and Yoshikazu Koma[1,2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]International Research Institute for Nuclear Decommissioning

福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発
（13）解析的推算方法への統計論的アプローチ導入の検討

Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(13) Introduction of stochastic approach to the modelling estimation method

*杉山 大輔[3]，駒 義和[1,2]，高畠 容子[1,2]，青木 義雄[1]，中林 亮[3]，藤田 智成[3]
[1]IRID，[2]JAEA，[3]電中研

福島第一原子力発電所で発生する廃棄物の核種インベントリを解析的に推算する方法について、蓄積が進んできた実廃棄物や滞留水などの分析データの頻度分布を反映した統計論的アプローチの導入を検討した。核種の移行パラメータを対数正規分布に拠って設定し、推算精度の向上を可能とする見込みを得た。
キーワード：福島第一事故廃棄物、解析的インベントリ推算手法、核種組成、統計論的アプローチ

1. 福島第一事故廃棄物のインベントリ推算精度向上の考え方

福島第一原子力発電所で発生する廃棄物(福島第一事故廃棄物)は、汚染のレベルが多岐にわたり、また物量も明らかではないことから、廃棄物の処理・処分の検討に必要な核種インベントリに関して、実廃棄物等の分析に並行して、解析的な検討による推算を進めてきた[1]。この解析的推算方法は、核種の気中への放出や滞留水への浸出における核種の移行をモデル化して計算するものである。

解析的推算方法で扱う核種の移行パラメータの不確実性については、これまで、実廃棄物等の分析データの分布の最大値・最小値の幅を参照したバンドとして表現してきた[2]が、その一方で、実廃棄物等の分析データの蓄積は着実に進み、その頻度分布も徐々に得られつつある。そこで、統計論的なアプローチを導入し、廃棄物の核種インベントリの推算精度を向上する方法を検討することとした。

2. 統計論的な推算方法の構築

実廃棄物等の核種分析データから得た輸送比(ある元素が核燃料から試料へと移行した割合の、基準とする核種に対する比[3])の対数の頻度分布は、正規分布とみなせることを見出した(一例を図 1 に示す)。この分布に基づき設定した核種移行パラメータをモデルに適用し、廃棄物の核種インベントリを統計論的に推算した(一例を図 2 に示す)。核種インベントリの分布を精度良く評価することが可能となり、例えば確からしい分布幅として 5～95 パーセンタイル値をとることで、バンド表現と比較して不確実性幅は実質的に低減される。今後、実廃棄物等の分析データの蓄積との相互フィードバックによって、福島第一事故廃棄物の核種インベントリの推算精度の向上を継続的に進める。

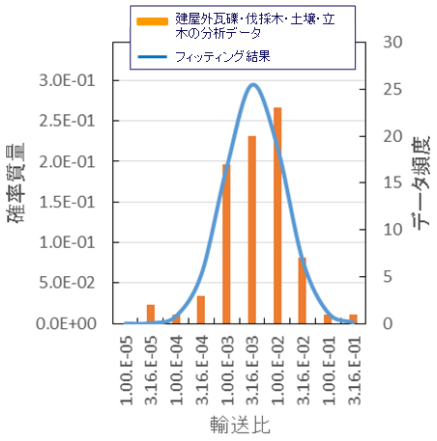


図 1　建屋外瓦礫等の輸送比（アルカリ土類金属）

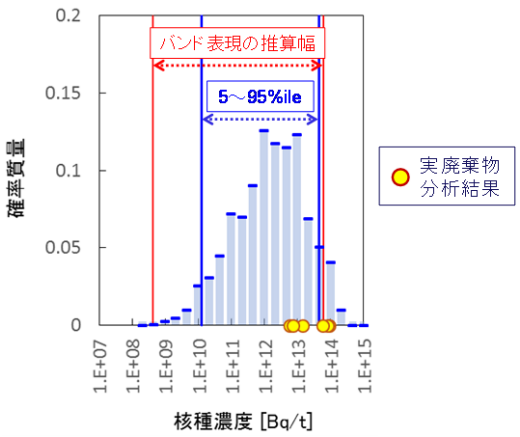


図 2　多核種除去設備で発生する炭酸塩スラリーの核種組成推算結果(Sr-90)

※この成果は、経済産業省／平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発)」で得られたものの一部である。

参考文献

[1] Koma et al., “Inventory Estimation for Accident Waste Generated at the Fukushima Daiichi NPS”, International Conference on the Safety of Radioactive Waste Management, Vienna, Austria, 25 November 2016.
[2] 杉山ほか、日本原子力学会 2016 年秋の大会、1E19.
[3] 駒・芦田、日本原子力学会 2015 年秋の大会、I14.

*Daisuke Sugiyama[3], Yoshikazu Koma[1,2], Youko Takahatake[1,2], Yoshio Aoki[1], Ryo Nakabayashi[3] and Tomonari Fujita[3]
[1]International Research Institute for Nuclear Decommissioning, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Central Research Institute of Electric Power Industry

福島第一事故廃棄物のインベントリ評価手法の開発
（14）汚染水水質の変化が核種のゼオライトへの収着に及ぼす影響

Development of inventory evaluation methods for the radioactive wastes of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
(14) Effects of contaminated water quality on radionuclides sorption on zeolite

*石寺孝充，舘幸男
日本原子力研究開発機構（JAEA），国際廃炉研究開発機構（IRID）

福島第一原子力発電所の汚染水処理に用いられている第二セシウム吸着装置(SARRY)内のゼオライトを対象に、バッチ収着試験結果に基づいたインベントリ評価手法の検討と、溶液組成や pH 等を変化させた条件での収着試験により、ゼオライトへの核種の収着に及ぼす汚染水水質変化の影響について検討を行った。
キーワード：福島第一事故廃棄物、インベントリ、第二セシウム吸着装置、ゼオライト、収着分配係数

1. 目的

福島第一原子力発電所において汚染水処理に用いられているゼオライト中の核種のインベントリを推定する方法の一つとして、吸着装置に使用されているゼオライトへの核種の収着挙動を把握し、それに基づいてインベントリを推算する方法が考えられる。本研究では、第二セシウム吸着装置（SARRY）に使用されているゼオライト（Chabazite）に対して、バッチ法及びカラム法による核種の収着試験を実施し、試験結果に基づいたインベントリ評価手法を検討するとともに、試験溶液の組成や pH 等を変化させた条件で収着試験を実施し、ゼオライトへの核種の収着に及ぼす汚染水の水質変化等の影響について検討を行った。

2. インベントリ評価手法の検討

インベントリ評価では、まずバッチ収着試験により得られた核種の分配比の時間依存性より、収着分配係数(K_d)とゼオライト粒子内への拡散係数を算出した。その後、実際の吸着装置を想定したカラム収着試験を実施し、核種の破過挙動をバッチ収着試験の結果に基づいて解析した。その結果、カラム試験結果を概ね予測することが可能であったことから、カラム試験の解析と同じ手法を用い、吸着装置からの核種の破過挙動の解析を行った。解析の結果（図１）、K_d の低い Sr, Ni, Se, Np は Cs と比べて大幅に早くゼオライトへの収着が平衡に達することが確認された。吸着装置内のゼオライトが、吸着装置出口での汚染水中の放射性 Cs の濃度上昇等により交換時期が決定されていると考えた場合、Sr, Ni, Se, Np については、ゼオライト交換時には収着が平衡に達していると推測される。そのため、これらの核種のインベントリ[Bq/kg]は、吸着塔入口水中の核種濃度[Bq/m^3]と K_d [m^3/kg]の積で算出可能と考えられた。

3. ゼオライトへの収着に及ぼす汚染水の水質変化等の影響

核種のゼオライトへの K_d よりインベントリの推算が可能であると考えられたことから、①汚染水の pH 等の変化、②汚染水中の共存陽イオン濃度等の変化、③汚染水中の核種濃度変化の３つを抽出し、それらが K_d に及ぼす影響を評価するためのデータをバッチ収着試験により取得した。図２に、核種の K_d の pH 依存性を示す。Cs,Ba の K_d は pH 依存性を示さないのに対し、Ni,Co,Se,Eu の K_d は pH に依存して変化することから、汚染水の pH 変化がこれらの核種のインベントリに影響を及ぼすことが示唆される。一方で、共存陽イオン濃度に対しては、Cs,Sr,Ni の K_d に依存性が見られたのに対し、Se,Eu は大きな依存性が見られなかった。また、溶液中の核種濃度変化については、その変化に伴うゼオライト中の核種濃度を指標として、Cs, Sr, Ba は収着量 1×10^{-5} [mol/g]以上で K_d が低下する傾向が見られたのに対し、Ni, Co は収着量 1×10^{-7} [mol/g] 程度から、Eu,Se は 1×10^{-9} [mol/g] 程度から K_d が低下し始める傾向が確認された。これらの結果より、本研究で検討したインベントリ評価手法においては、汚染水水質の変化が各核種の K_d に及ぼす影響の傾向を把握することにより、汚染水の水質分析データに基づいて、インベントリの変化幅について評価することが可能であると考えられる。

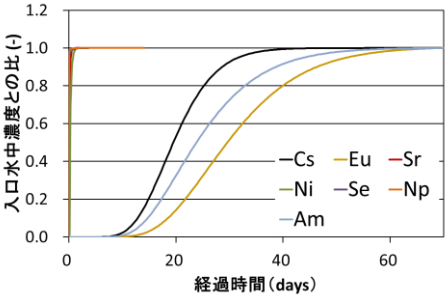


図１　吸着装置からの核種の破過挙動解析結果

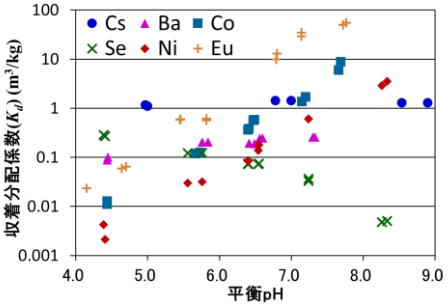


図２　核種の K_d の pH 依存性

※この成果は、経済産業省／平成 28 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」で得られたものの一部である。

*Takamitsu Ishidera, Yukio Tachi　Japan Atomic Energy Agency, International Research Institute for Nuclear Decommissioning

Development of Laser System for Resonance Ionization Based Selective Spectroscopic Analysis of Odd Isotopes of Ca

*Stephen R Wells[1], Yoshihiro Iwata[1], Yuta Yamamoto[1], Fumiko Yoshida[1] and Shuichi Hasegawa[1]
[1]Univ. Tokyo

Highly selective methods for the analysis of the radionuclide Ca-41 are required to identify the appropriate waste stream of material in nuclear decommissioning. Here we present progress on the development of a laser system targeting an un-studied resonance ionization scheme, and making use of polarization selectivity optics that will aim to improve on calcium isotope selectivity thus far reported.

Keywords: calcium isotope, clearance level, laser, nuclear decommissioning, isotope selectivity, resonance ionization, polarization selectivity

1. Introduction

Calcium compounds are major components of the concrete that is used for biological shielding against radiation in nuclear facilities. The radioisotope Ca-41 (half-life: 1.03×10^5 y, decay mode: EC to K-41, followed by x-ray emission) requires highly selective detection methods for waste stream identification, particularly in the context of Ca-41 clearance level for Japan: 100 Bq/g. We propose the following resonance ionization mass spectrometric (RIMS) technique, in conjunction with careful application of polarization dependent optical selection rules, to achieve this.

2. Experimental

Previous experiments using three resonant lasers have been unable to obtain selectivity over the background Ca-40 [1]. In such cases background interference from secondary non-resonant photoexcitation and some Ca-40 excitation due to laser bandwidth limitations reduce the selectivity. Here we report on progress to develop an external cavity diode laser (ECDL) based three step RIMS scheme making use of J = 0 → 1 → 0 optical selection rules ― practically achieved by aligning linearly polarized first and second step lasers orthogonal to each other. Scheme: $4s^2\ {}^1S_0 \rightarrow 4s4p\ {}^1P_1^\circ$ [422.8nm] →$4s5s\ {}^1S_0$ [1034.7nm] → Rydberg P states [~630nm] → autoionization [applied E field etc.]. Recent interest in such optical selection has been applied to such elements as palladium [2]; to our knowledge our research is the first application to calcium isotopes. We confirm observation of the transition polarization dependence via measurement of the first step 422.8nm laser induced fluorescence (LIF) of Ca-40, through polarization dependent decrease in this LIF when the 1034.7nm laser is applied. If the orthogonal polarization condition is applied, no change of LIF signal is seen, the Ca-40 atoms remain at first excitation, confirming the applicability for even-odd isotope separation.

3. Conclusion

A new resonance ionization transition scheme, incorporating J = 0 → 1 → 0 optical selection rules is proposed for trace analysis of odd isotopes of calcium. We report on the observation of the 422.8nm and 1034.7nm laser polarization dependence of the first transition LIF signal, representing the even-odd isotope selectivity.

4. Acknowledgements

This work is being carried out via funding and oversight from 中部電力株式会社.

References

[1] P. Müller *et al.,* Radiochim. Acta **88**, 487 (2000)

[2] C. R. Locke, T. Kobayashi, K. Midorikawa, Appl. Phys. B **123**, 33 (2017)

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room G A37 -A Building

[2G_PL] Current status and issues on the implementation of clearance (2) International trends on clearance and relevant studies for recycle

Chair:Itsumasa Urabe(Fukuyama Univ.)

[2G_PL01] Overview of the revision of the Safety Guide RS-G-1.7 and its issues in discussion

*Takatoshi Hattori[1] (1. CRIEPI)

[2G_PL02] Concept of restricted use of contaminated rubbles in the Fukushima Daiichi NPS

*Taro Shimada[1] (1. JAEA)

[2G_PL03] Reuse of useful elements recycled from spent nuclear fuels, and concept of their clearance

*Tomoyuki Takahashi[1] (1. Kyoto Univ.)

2018年秋の大会

保健物理・環境科学部会、バックエンド部会　合同セッション

クリアランスの現状と課題(2) -国際動向と再利用の検討状況-

Current status and issues on the implementation of clearance (2)

- International trends on clearance and relevant studies for recycle –

（1）IAEA 安全指針 RS-G-1.7 改訂の動向と主な論点

(1) Overview of the revision of the Safety Guide RS-G-1.7 and its issues in discussion

*服部 隆利[1]

[1]電中研

1. はじめに

IAEA（国際原子力機関）の CSS（安全基準委員会）は、2017 年 11 月、日本のクリアランスレベルの引用元である安全指針 RS-G-1.7「除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用」[1]の改訂を開始するための 2 つの DPP(文書準備計画書)を承認した。これらの DPP では、IAEA GSR Part3（BSS:国際基本安全基準、2014）[2]に新しい概念として取込まれた「緊急時、現存、計画の 3 つの被ばく状況別の放射線防護」に対応して RS-G-1.7 を改訂することが計画され、規制免除については DS499、クリアランスについては DS500 として、それぞれ IAEA の RASSC（放射線安全基準委員会）及び WASSC（廃棄物安全基準委員会）の主管の下で、検討を進めることが規定された。また、DS500 については、従来の放射能濃度（Bq/g）の値に変更を加えず、新たに表面汚染（Bq/cm^2）の値を与えること、既存の無条件クリアランスレベル（再利用の方法、範囲等に制限を設けないクリアランスレベル）に加え、条件付クリアランスレベル（クリアランス後の再利用等に一定の制限条件を課したクリアランスレベル）を与えること、並びに気体や液体のクリアランスを扱うこと、が定められた。

このような背景のもと、IAEA は、DS500 については、2018 年 2 月中旬及び 6 月初旬の 2 回にわたって改訂ドラフト作成のための専門家会合を開催し、そのドラフトの準備を開始した。本発表では、専門家会合の概要と改訂にあたって議論となった論点について紹介する。

2. 安全指針 RS-G-1.7 のポイント

RS-G-1.7 は、天然起源及び人工起源の放射性核種の両方に対して、大量の物質を規制除外、規制免除またはクリアランスする際の「放射能濃度値（Bq/g）」を示すことを目的に 2004 年に策定され、2014 年に出版された IAEA GSR Part3（BSS: 国際基本安全基準）にも取り入れられた。それらの放射能濃度値は、人工起源の放射性核種の場合、全ての固体状物質を対象に、外部被ばく、ダスト吸入及び経口摂取（直接及び間接）を包含するように選定された典型的な被ばくシナリオの線量評価に基づき、算出された。なお、基準線量が 10 μ Sv/y の場合は現実的なパラメータ値が、基準線量が 1mSv/y の場合は低確率なパラメータ値が用いられた。また、皮膚被ばくの等価線量に対する基準線量については 50mSv/y が用いられた。

人工起源の放射性核種に対して算出された放射能濃度値については、クリアランスレベルに適用可能とされ、2005 年、我が国はクリアランスレベルとしてこの値を引用するに至っている。なお、RS-G-1.7 では、段階的なアプローチを採用し、その放射能濃度値を数倍（例えば 10 倍まで）超える場合であっても、IAEA 加盟国の国内の規制の枠組みによっては、規制機関は規制要件を適用しないことを決定できるとしている。

3. 改訂のための主な論点

DS500 のドラフト作成のための専門家会合は、IAEA 本部において、2018 年 2 月 19～23 日と 6 月 4～8 日に開催された。改訂にあたっての主な論点は下記のとおり。

・現存被ばく状況下でクリアランスをどのように位置づけるか？

　計画被ばく状況におけるクリアランスの線量基準：10 μ Sv/y（現実的な被ばくシナリオの時）

現存被ばく状況における参考レベル（1～20mSv/y の下方から選定）

・表面汚染に対する新しいクリアランスレベル（Bq/cm^2）はどのように規定するか？

クリアランスレベル（無条件） のように統一した値を提示するのか？

表面とは？（土壌やコンクリートがら等の扱い）

重量濃度と表面密度の 2 つの基準の適用方法は？

物品持ち出し基準との関係は？

・新しい条件付クリアランスレベル（Bq/g）はどのように規定するか？

クリアランスレベル（無条件） のように統一した値を提示するのか？

・どのように過剰に保守的な評価を避けるか？

TECDOC 1000[3] における平均化の 10 倍ルール

平均してクリアランスレベルを満足していれば、部分的に平均値より 10 倍高くても許容できる

クリアランス判断における測定と核種組成比の不確実性の取扱い

日本原子力学会標準「クリアランスの判断方法: 2005」の考え方

IAEA Safety Report No. 67、ICRP Pub.104 の考え方

4. おわりに

次回の DS500 ドラフト作成に係る専門家会合は、2018 年 10 月以降に、DS499 に係る専門家会合と同時に開催する方向で調整されており、その後、専門家会合のほか IAEA 技術会合や WASSC 会合等での審議を経て、2022 年 8 月の発行を目指して作業が進められる見込みである。

参考文献

[1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, IAEA Safety Standards Series, No. RS-G-1.7, IAEA, Vienna (2004).

[2] EUROPEAN COMMISSION, FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3, IAEA, Vienna (2014).

[3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Clearance of Materials Resulting from the Use of Radionuclides in Medicine, Industry and Research, IAEA-TECDOC-1000, IAEA, Vienna (1998).

*Takatoshi Hattori[1]

[1]CRIEPI

2018年秋の大会

保健物理・環境科学部会、バックエンド部会　合同セッション

クリアランスの現状と課題(2) -国際動向と再利用の検討状況-

Current status and issues on the implementation of clearance (2)
- International trends on clearance and relevant studies for recycle –

（2）福島第一原子力発電所における低線量がれきの限定的な再利用の考え方

(2) Concept of restricted use of contaminated rubbles in the Fukushima Daiichi NPS

*島田 太郎[1], 三輪 一爾[1], 武田 聖司[1]

[1]日本原子力研究開発機構 安全研究センター

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）敷地内に保管されている汚染がれきのうち、表面線量率 5μSv/h 以下の屋外集積がれきを資源化物として敷地内である特定の用途に限定して再利用することが検討されている(1)。本研究では、安全を確保し適切な規制の下で再利用可能なめやす濃度設定とその妥当性確認の考え方を提案する。そして 1F 敷地内での道路及びコンクリート構造物基礎への再利用を想定し、再利用可能な資源化物中の放射性セシウム濃度のめやす値を用途別に試算するとともに、そのめやす濃度の妥当性を確認した。

2. 限定再利用の考え方

1F 敷地内は平成 23 年 12 月 15 日に緊急時被ばく状況から現存被ばく状況に移行して、その状況が継続されている。また、1F 敷地全体が管理対象区域に設定されており、敷地に立ち入る人員はすべて被ばく線量が管理されている。上記のような現存被ばく状況下において、限定的に再利用される資源化物のめやす濃度を設定した例は国際的にもない。こうした場合、限定再利用を実施することによって廃止措置に向けた作業に影響を与えないこと、及び、周辺公衆への影響を抑制することを考えるべきである。そこで、本研究では現存被ばく状況である現状の 1F 敷地内の空間線量率分布に着目し、汚染がれきから取り出された放射能を含む資源化物を、汚染されていない資材の代わりに使用することによって上昇する空間線量率が、敷地サーベイでの線量率の低いほうとすることを必要条件とした。具体的には平成 30 年 1 月の測定では、1F 敷地内の空間線量率は原子炉建屋周辺を除き多くの測定点で 1μSv/h 程度であることから追加の線量率を 1μSv/h と設定した。また、評価されためやす濃度での再利用によって 1F 敷地内で運用されている目標などに影響を与えないことを確認する必要がある。そこで、図 1 に示すように、めやす濃度で各用途へ適用する際に①資源化物を再利用する放射線業務従事者の追加的な被ばく線量②1F 敷地境界の空間線量率への影響③地下水への核種漏洩の影響を評価し、それぞれ①20mSv/y（5 年で 100mSv、50mSv/y より）に対して影響が小さいと判断される 10%以下であること②限定再利用からの寄与を合算しても評価上の目標値 1mSv/y を超えないこと③排水の運用目標値を超えないことを確認することにより、試算されためやす濃度の妥当性を確認することとした。建屋外で採取されたがれきの分析結果では Cs-137, Cs-134, Sr-90, Co-60, H-3 が検出されているが、Co-60 濃度は Cs-137 に対して 0.01%以下、H-3 濃度はクリアランスレベルより 2 桁程度低いことから除外した。めやす濃度対象核種はガンマ線放出核種である放射性セシウムとし、Sr-90 濃度は Cs-137 濃度に対して 1%とした。

3. 放射性セシウムめやす濃度の試算

汚染コンクリートがれきから取り出した資源化物を、道路及びコンクリート構造物基礎部に適用する場合について評価した。道路の場合、道路幅 9m、長さ 100m を想定し、舗装材あるいは路盤材として利用した場合の道路中央高さ 1m の位置における線量率が 1μSv/h となるように資源化物中の放射性セシウムのめやす濃度を試算した。評価条件および試算結果を表 1 に示す。めやす濃度はコンクリート道路の路盤材では 10 万 Bq/kg、コンクリート構造物基礎部では 16 万 Bq/kg となった。

4. 試算しためやす濃度の妥当性確認

図 1 に示した①～③の妥当性確認の評価方法を以下に示す。①は 1F 敷地内の廃止措置作業の中で再利用物に最も接近する可能性のある作業者を想定し、道路上作業者および基礎直上に位置する地下 2 階での作業者を評価対象とした。外部被ばく評価では、作業空間における作業者位置における線量率を計算し、1F 敷地内での作業条件（時間、遮蔽等）を基に被ばく線量を求めた。道路表面の舗装材に再利用した際は、舗装面の摩耗により発生する粉塵の吸入による内部被ばく線量も評価した。②では 1F 敷地内で再利用された資源化物（道路、建造物）からの距離ごとの空間線量率を計算し、目標値 1mSv/y を満たすために必要な敷地境界からの離隔距離を評価した。③では再利用物に降雨または地下水が浸透することにより核種を含んだ浸透水が帯水層へ流入し、核種が帯水層中を海洋側へ移行することを想定した。海洋出口における地下水中核種濃度が、東京電力が定める排水運用目標値 Cs-134: 1Bq/L, Cs-137: 1Bq/L, Sr-90: 5Bq/L 以下となることが必要となる。評価は 1F 敷地内に設置した再利用物（道路、建造物）からの距離ごとの地下水中核種濃度を評価し、運用目標値を満たすために必要な敷地境界（海洋出口）からの離隔距離を評価した。核種の流出および帯水層中の移行は分配平衡を仮定しており、帯水層中の核種移行は JAEA が開発したクリアランスレベル評価コード PASCLR2 を用いて評価した。

その結果、①では両用途の被ばく線量はともに 1.3mSv/y となり条件（20mSv/y の 10%以下）を満足した。②は道路へ再利用した場合、図 2 に示すように、敷地境界まで 25m 以上の離隔をとれば従来の評価上の敷地境界線量率（0.6mSv/y）を考慮しても目標値 1mSv/y 以下となった。また、構造物基礎へ再利用した場合では敷地境界まで 1m の地点で目標値以下となった。③は構造物基礎に再利用した場合は、図 3 に示すように、Sr-90 濃度は離隔なしに運用目標 5Bq/L 以下となるが、Cs-137 については 5m 以上の離隔により運用目標値以下となった。以上のように①～③の評価から 1F 敷地内で試算しためやす濃度で安全な再利用を行うための離隔距離を提示することにより、めやす濃度の妥当性を確認した。

参考文献(1) 原子力規制委員会第 5 回特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会 資料 1

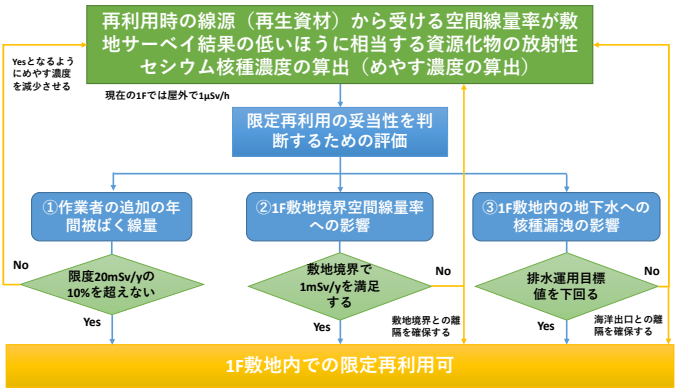


図 1 めやす濃度設定と妥当性確認の考え方

表 1 用途別資源化物の放射性セシウムめやす濃度

再利用先	用途	舗装厚さ	路盤厚さ	放射性セシウムめやす濃度
アスファルト道路	路盤材	5 cm	80 cm	13,000 Bq/kg
	舗装材	20 cm	-	7,400 Bq/kg
コンクリート道路	路盤材	15 cm	80 cm	100,000 Bq/kg
	舗装材	30 cm	-	8,100 Bq/kg
コンクリート構造物	基礎部	20 cm 床スラブ厚	200 cm 基礎部厚	160,000 Bq/kg

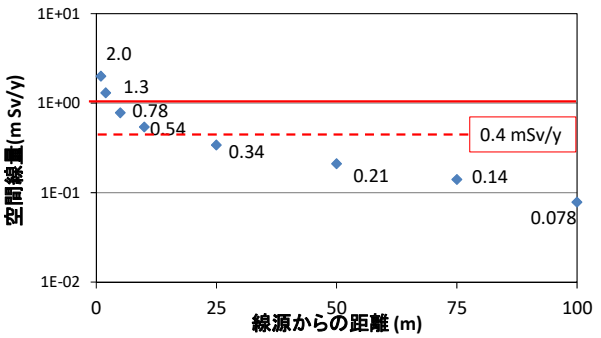


図 2 道路に再利用した際の敷地境界への空間線量率寄与

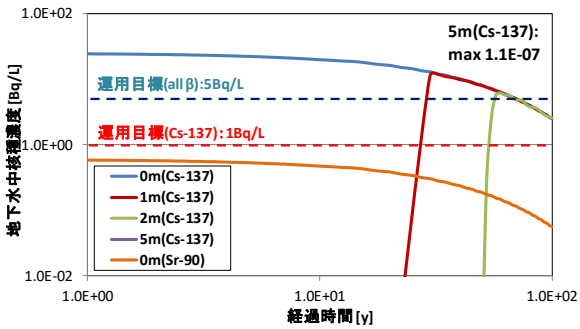


図 3 構造物基礎に再利用した際の地下水中濃度

*Taro Shimada[1]
[1]Nuclear Safety Research Center, Japan Atomic Energy Agency

本研究は原子力規制委員会原子力規制庁「平成 29 年度廃棄物の限定再利用に関する検討」として実施したものである。

2018年秋の大会

保健物理・環境科学部会、バックエンド部会合同セッション

クリアランスの現状と課題(2) -国際動向と再利用の検討状況-

Current status and issues on the implementation of clearance (2)
- International trends on clearance and relevant studies for recycle –

（3）使用済核燃料から回収した有用元素の再利用とクリアランスの考え方

(3) Reuse of useful elements recycled from spent nuclear fuels, and concept of their clearance

*高橋知之[1]，高橋千太郎[1]
[1]京都大学

1. 概要

高レベル放射性廃棄物に含まれる核分裂生成物の分離・変換は、環境への負荷低減の観点から、各国で研究開発が進んでいる。我が国では、革新的研究開発推進プログラム ImPACT（Impulsing Paradigm Change through disruptive Technologies）の「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（藤田玲子プログラムマネージャー)」において、研究開発が進められている。このテーマは、高レベル放射性廃棄物（HLW）から回収した長寿命核分裂生成物（LLFP）を、加速器を用いて短半減期核種や安定核種に変換し、有用なものはリサイクルして再利用することを目的としている。

このプログラムは、以下の５つのプロジェクトから構成されている。

・PJ1：HLW から LLFP の回収技術
・PJ2：核変換データの取得と核反応実証試験
・PJ3：理論モデルの構築とシミュレーション
・PJ4：加速器の要素技術およびシステム開発
・PJ5：廃棄物低減および資源化シナリオの策定とプロセス概念

回収した有用元素のクリアランスの考え方は、PJ5 において検討されている。すなわち、再利用される有用元素には、回収・資源化の過程において微量ながら放射性核種が含まれることになり、この放射性核種による被ばくが懸念される。このため、再利用される元素に含まれる放射性核種による被ばく線量を評価し、この評価結果から、基準となる被ばく線量に相当する放射性核種濃度を算出してクリアランスレベルを提示することにより、最終的にこのプログラムを実現するプラントの概念設計に寄与することとしている。

2. 本評価の特徴

原子炉施設から発生する廃棄物のクリアランスは法制化され、既にいくつかの原子炉施設に対して適用がなされているが、使用済核燃料から回収した有用元素の再利用におけるクリアランスの考え方は、このような廃棄物のクリアランスレベルの評価と比べた場合、以下のような特徴が挙げられる。

・原子炉施設から発生する廃棄物はコンクリートや金属であり、その廃棄物中に混入している放射性核種濃度をクリアランスレベルとして設定しているのに対し、有用元素の再使用においては、当該元素単位重量あたりの放射性核種濃度として設定される。
・コンクリートや金属は廃棄物として埋設処分されるかあるいは再利用され、再利用における用途は比較的明確であるのに対し、使用済核燃料から回収される有用元素の再利用は、希少金属を対象としているため、元素毎に用途が大きく異なり、かつ多種多様である。よって、利用経路の詳細な把握及びシナリオの設定に関する十分な検討が必要である。
・耐熱ジルコニウム質レンガのように、使用後に廃棄物として処分される経路については、再利用された後に埋設処分されることによる被ばく線量も把握する必要がある。
・これまで被ばく線量評価上重要とみなされていなかった放射性核種を対象とするため、環境移行パラメータに関する知見が少ない。

3. 評価手法

使用済核燃料から回収される有用元素としてジルコニウム（Zr）とパラジウム（Pd）を対象として、その中に含まれる Zr-93 及び Pd-107 に起因する被ばく線量評価を進めている。なお、評価手法は、主な原子炉施設におけるクリアランスレベルの設定手法[1]に準拠した。

まず、わが国における Zr および Pd の利用形態やその量、年度ごとの変動等については（独）石油天然ガス金属鉱物資源機構のマテリアルフローを、一般公衆における摂取量等については国際保健機関の調査報告書を中心に調査した。また、線量評価の観点から必要な情報を個別の学術論文等から取得した。これらの情報に基づき、Zr および Pd が資源化されて一般環境において再利用された際に、公衆に被ばくを与えると考えられる経路を列挙した。列挙したシナリオのうち、評価すべき重要シナリオを確定し、簡易なモデルによって被ばく線量評価を実施した。なお、評価に用いられるパラメータの一部は実験的に取得することにより、線量評価の妥当性の向上を図った。この被ばく線量の評価結果に基づき、年間 10 マイクロシーベルトに相当する放射性核種濃度を算出し、これらの核種のクリアランスレベルについて検討した。

4. 結論

高レベル放射性廃棄物に含まれる核分裂生成物の分離・変換し、再利用するという原子力の新しい領域において、クリアランスレベルを策定することは必要不可欠である。今後、線量評価に関する技術的な研究を更に進めるとともに、社会科学的な観点を含めた多方面からの研究もあわせて進めることにより、社会的受容性の観点も含めた検討を進める必要がある。

（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] 原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会：主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて(1999).

---

*Tomoyuki Takahashi[1] and Sentaro Takahashi[1]

[1]Kyoto Univ.

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

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 4:05 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 7:05 AM UTC | Room G A37 -A Building

[2G10-14] Vitrification 1

Chair:Yoshihiro Okamoto(JAEA)

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

[2G10] Effect of glass composition on crystallization of molybdenum phase in borosilicate glasses under slow cooling

*Toshiaki Ohira[1], Hitomi Sato[2], Toru Sugawra[1] (1. Akita University, Graduate School of Engineering Science, 2. Akita University,Faculty of International Resource Science)

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

[2G11] Small-angle neutron scattering study of nanoscopic structure of borosilicate glass for nuclear waste vitrification

Effect of alkali metal addition

*Ryuhei Motokawa[1], Koji Kaneko[1], Takayuki Nagai[1], Yoshihiro Okamoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2G12] Reaction analysis of cold cap formed in mock-up test for waste vitrification (Part II) : Batch experiments of glass - simulated waste system

*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Kouhei Oowaku[2], Norio Kanehira[2] (1. Akita University, 2. Japan Nuclear Fuel Limited)

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

[2G13] Study on Vitrification Plan of High Level Liquid Waste in the TVF

(5) Concept and Configuration for the Next Glass Melter

*Keisuke Shimamura[1], Yoshimitsu Asahi[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1], Yo Morikawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2G14] Study on Vitrification Plan of High Level Liquid Waste in the TVF

(6) Details of Optimized Strainer Design for the Next Glass Melter

*Yoshimitsu Asahi[1], Keisuke Shimamura[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1], Yo Morikawa[1] (1. JAEA)

4:00 PM - 4:05 PM JST | 7:00 AM - 7:05 AM UTC

Time reserved for Chair

ホウケイ酸塩ガラスからのモリブデン相の徐冷結晶化に与えるガラス組成の影響

Effect of glass composition on crystallization of molybdenum phase in borosilicate glasses under slow cooling

*大平 俊明[1]，佐藤 瞳[2]，菅原 透[1]
[1]秋田大学大学院理工学研究科，[2]秋田大学国際資源学部

高レベル放射性廃棄物(HLW)のガラス固化工程において化学的に安定なガラス固化体を得るためには結晶化を抑制することが重要である．本研究では，様々なホウケイ酸塩系の組成に MoO_3 を添加した試料を1200℃で溶融した後に徐冷し，得られたモリブデン相の結晶相とモリブデン溶解度について調べた．
キーワード：高レベル放射性廃棄物ガラス，モリブデン溶解度，徐冷

1. 緒言

我々はこれまで，高温平衡下のホウケイ酸塩メルトにおけるモリブデン相の分相挙動や結晶化を実験的に調べ，組成によっては高いモリブデン溶解度を示すことを報告してきた[1]．しかし，実際の HLW ガラスは徐冷されるため，平衡とは異なる結晶化挙動を示すと考えられる．本研究では，ガラスの化学組成が徐冷をしたときのモリブデン相の結晶化挙動に与える影響を調べた．

2. 実験方法

表 1 に，実験試料の化学組成を示す．本研究ではホウケイ酸塩系の組成について，SiO_2→B_2O_3 置換（A6, A4, A7）ならびに SiO_2→Al_2O_3 置換（C4）の影響を調べた．さらに，現行ガラスの簡素化組成(S)や急冷ガラスで高い MoO_3 溶解度が報告されている P_2O_5 添加のアルミノホウケイ酸塩ガラスの組成 (P) [2] についても調べた．各組成に異なる量の MoO_3 を添加した試料を 1200℃まで昇温し，24h 保持後に 1℃/min で室温まで冷却した．実験試料を肉眼観察し，透明なガラスが白色化する境界である「みかけの MoO_3 溶解度」を決定するとともに，XRD と EPMA 分析を行った．

表 1. 試料の化学組成，MoO_3 添加量とみかけの溶解度

	ガラス組成 (mol%)					MoO_3添加量 (mol%)				
	SiO_2	B_2O_3	Al_2O_3	CaO	Na_2O	1.0	1.5	2.0	2.5	3.0
A6	66.67	0						×	×	×
A4	53.33	13.33	0	16.7	16.7	○	○	○	×	×
A7	46.67	20.00						○	×	×
C4	48.00	13.33	5.33	16.7	16.7			×	×	×
S	54.7SiO_2-15.4B_2O_3-3.5Al_2O_3-4.0CaO-					○	○	×	×	×
P	44.0SiO_2-23.0B_2O_3-14.0Al_2O_3-15.0Na_2O-4.0P_2O_5					8.0mol%添加まで○				

○；無色透明ガラス，×；白色ガラス

3. 結果

SiO_2→B_2O_3 置換すると，みかけの MoO_3 溶解度は増加した．2.5mol%以上の MoO_3 を添加すると，いずれも結晶化し白色ガラスとなった．結晶相は B_2O_3/SiO_2 比が増加するほど，相対的に $CaMoO_4$ が増加し，Na_2MoO_4-$2H_2O$ が減少した(図 1)．また，SiO_2→Al_2O_3 置換をすると結晶化が促進された．S 組成では，2.0 mol%の MoO_3 添加において，$CaMoO_4$ や Na_2MoO_4 に加えて，リチウムのモリブデン酸塩の結晶も確認された．P 組成では，8mol%まで MoO_3 を添加しても結晶相は析出しなかった．また，徐冷ガラスのみかけの MoO_3 溶解度は，1200℃の化学平衡下での MoO_3 溶解度(飽和溶解度)[1]の 35-50%の大きさであった．

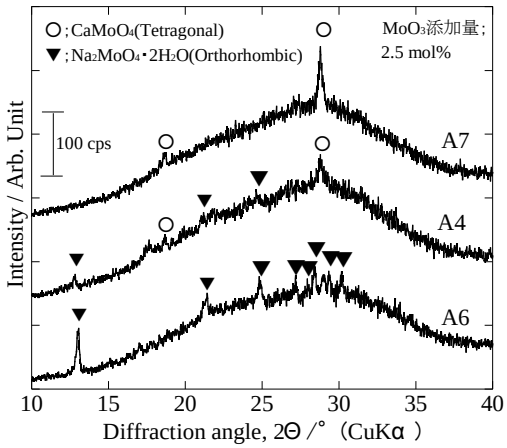


図 1. SiO_2→B_2O_3 置換による結晶相の析出挙動

参考文献

[1] 菅原透ら 「SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-CaO-Na_2O 系のガラス融液に対する MoO_3 溶解度の熱力学的最適化」原子力学会 2017 年秋の大会 予稿集 2A22 (2017)

[2] O.Pinet, et al.,(2008) Journal of Nuclear Materials, 377, 307-312

* Toshiaki Ohira[1], Hitomi Sato[2] and Toru Sugawara[1],
[1]Akita Univ., Graduate School of Engineering Science, [2]Akita Univ., Faculty of International Resource Science

中性子小角散乱法によるガラス固化用ホウケイ酸ガラスのナノ構造解析 (2) アルカリ金属の添加効果

Small-angle Neutron Scattering Study of Nanoscopic Structure of Borosilicate Glass for Nuclear Waste Vitrification. (2) Effect of alkali metal addition.

*元川 竜平[1]，金子 耕士[1]，永井 崇之[1]，岡本 芳浩[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ガラス固化体の製造に供するガラス原料（ホウケイ酸ガラス）について、ZnO/CaO 及び Li_2O を添加した際に起こるナノ構造変化を中性子小角散乱法により観察した。ZnO/CaO の添加は数ナノのドメインをガラス内部に生成させるが、Li_2O を同時に添加するとドメインの生成が抑制されることを確認した。

キーワード：ガラス固化体，中性子小角散乱，ナノ構造

1. 緒言

本研究は、ガラス固化体の原料となるホウケイ酸ガラスのナノ構造を、小角散乱法を用いて評価しており、前報で Na_2O の添加がケイ酸/ホウ酸リッチ相への分相を抑制する効果があることを明らかにした。本報では、分相抑制の効果を期待して添加した ZnO/CaO と、ガラスの融点降下を促す Li_2O に着目し、ホウケイ酸ガラスのナノ構造に与える影響を論じる。

2. 実験

2-1. 試料調製 Al_2O_3/CaO/ZnO/Na_2O を添加したホウケイ酸ガラス（質量%比 $SiO_2/B_2O_3 \approx 45/28$）に対して、3.6 wt%の Li_2O を添加した試料と、Li_2O を添加しない 2 種類のガラス試料を作製した。作製手順は、アルミナルツボに入れた原料粉末を大気雰囲気で 1150 °C に加熱して 2.5 h 保持した。その後、溶融ガラスを黒鉛モールドへ流し込み 510 °C で 2 時間保持してから室温まで徐冷した。作製したガラス試料を直径 30 mm, 厚さ 0.5 mm に加工し、中性子小角散乱測定の試料とした。

2-2. 中性子小角散乱測定 波長（λ）0.05 から 1.0 nm の中性子を試料に照射し、散乱された中性子を ^{3}He ガス 2 次元検出器で観測した。得られたデータは飛行時間法を用いて分析され、波数（$q = 4\pi\sin\theta/\lambda$）に対する絶対散乱強度（$I(q)$）を得た。$q$ は実空間スケール（d）と $q = 2\pi/d$ で関係付けられる。

3. 結果と考察

図 1 に中性子小角散乱測定によって得られた結果を示す。2 つの試料はどちらも約 7 wt%の ZnO/CaO を含むが、Li_2O を添加しない試料では 0.2 から 3 nm^{-1} の波数領域にショルダーピークが観測されたことから数ナノの構造体がガラス中に形成されることがわかる。本来、ZnO/CaO は分相抑制を期待して添加されるが、ナノスケールでは不均一を形成する方向に作用することがわかった。一方、ZnO/CaO と同時に Li_2O を加えるとこのショルダーピークは観測されないため、ナノ構造体は形成されないことがわかる。ZnO/CaO と Li_2O の影響は類似のガラス組成でも同様に観測され、ZnO/CaO と Li_2O を同時に添加することで、分相の抑制効果が発現すると考えられる。

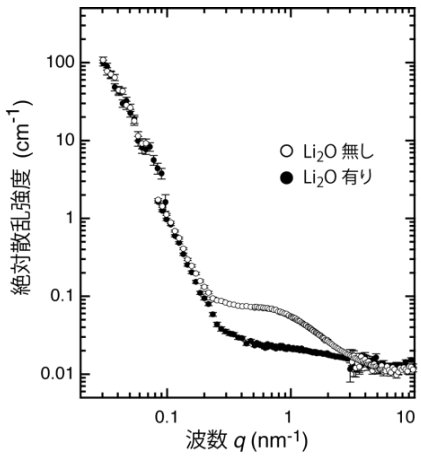


図 1. Li_2O添加の有無による中性子小角散乱データの比較

*Ryuhei Motokawa[1], Koji Kaneko[1], Takayuki Nagai[1], and Yoshihiro Okamono[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ガラス固化モックアップ試験で形成された仮焼層の反応解析（その２）：ガラスと模擬廃液の反応のバッチ実験

Reaction analysis of cold cap formed in mock-up test for waste vitrification (Part II) : Batch experiments of glass - simulated waste system

*菅原　透[1]，大平俊明[1]，大和久耕平[2]，兼平憲男[2]
[1]秋田大学，[2]日本原燃(株)

ガラスビーズと模擬廃液を混合した試料を 700-1000℃まで昇温したのち急冷した．実験試料の観察と分析を行い，ガラス固化溶融炉で形成される仮焼層内部でのガラスと廃液成分の初期反応について考察した．

キーワード：仮焼層，イエローフェーズ，Apatite，融食反応

1. 緒言

高レベル廃棄物のガラス固化溶融炉では，上方からガラスビーズと廃液が供給されて仮焼層が形成される．我々はこれまで，モックアップ炉（K2MOC）の試験から回収された仮焼層の微細組織観察と組成分析を行い，反応過程について調べてきた．しかしながら，仮焼層それ自体には大きな温度勾配とそれに伴う組織の不均質があるため，反応過程がわかりにくい欠点があった．そこで本研究では廃液とガラスの反応のバッチ試験と反応途中の仮焼層の組織観察を行い，その初期反応について考察した．

２．実験方法

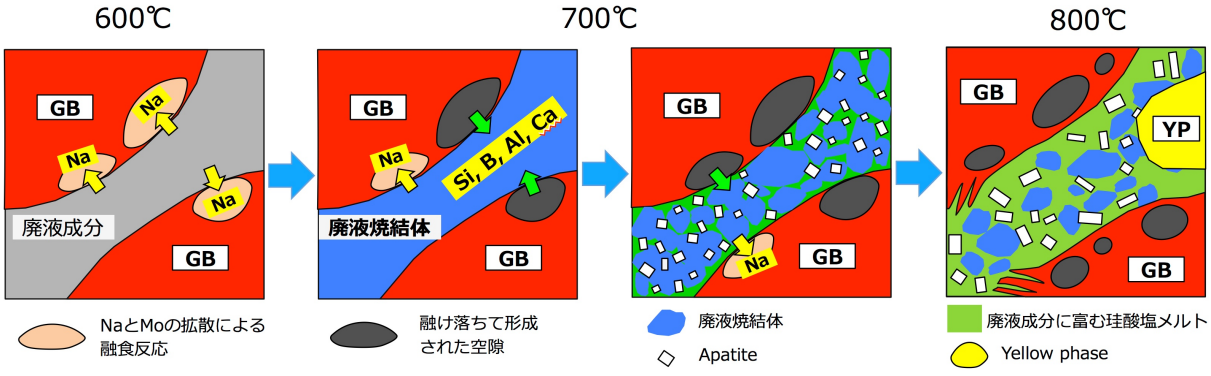
模擬廃液を乾燥させた粉末(3.0g)とガラスビーズ(6.5g)をアルミナルツボに入れ，加熱炉にセットした．ルツボを所定の昇温速度で 700℃，800℃，900℃，1000℃まで昇温したのち，取り出して空冷した．試料の表面状態を観察したのち，切断，研磨し，EPMA を用いて組織観察と化学分析を行った．

3. 結果と考察

700℃の試料では廃液側からガラスビーズ(GB)に部分的に Na と Mo が拡散する様子が見られた．本研究ではこれを「融食反応」と呼ぶ．融食部分は周囲よりも粘性率が低いため，成分が融け落ちることで拡散が止まると同時に空隙が形成されていた．この融け落ちにより，ガラスビーズから廃液側に Si，B，Al，Ca 等の成分が供給され，廃液焼結体が次第に縮小するとともに Apatite の成長が始まることがわかった．

800℃では融食反応による融け落ちがさらに進行し，廃液成分に富むメルトが増加するとともに廃液焼結体は縮小し，Apatite は粒径が増大した．また，試料の表面にはイエローフェーズ(YP)が観察された．このときガラスビーズは変形しているものの，まだ完全には溶融していなかった．このことから，YP はガラスが融けるよりも先に廃液成分に富む部分でモリブデンが分相することで生じているものと推察された．900℃以上ではガラスビーズと廃液成分が次第に混合して均一化する様子が観察された．

800℃までの反応過程を模式的に表した様子を下の図に示す．



*Toru Sugawara[1], Toshiaki Ohira[1], Kouhei Oowaku[2] and Norio Kanehira[2]
[1]Akita Univ., [2]Japan Nuclear Fuel Limited

ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の固化安定化に向けた取り組み
（5）次期溶融炉の基本構造（炉底形状について）

Study on Vitrification Plan of High Level Liquid Waste in the TVF
(5) Concept and Configuration for the Next Glass Melter

*嶋村 圭介[1]，朝日 良光[1]，小林 秀和[1]，小髙 亮[1]，守川 洋[1]
[1]日本原子力研究開発機構

ガラス固化技術開発施設（TVF）の次期溶融炉（TVF3 号溶融炉）の構造について、熱流動解析による白金族元素排出性及び技術課題/リスクの検討を行い、45°円錐の炉底形状を基本構造とすることを決定した。
キーワード：東海再処理施設，TVF3 号溶融炉，ガラス固化，潜在的ハザード

1. 緒言　ガラス固化技術開発施設（TVF）では、東海再処理施設の潜在的ハザード低減を図るため、高放射性廃液の固化安定化に向けた取り組みを進めている。これを着実に遂行するため、既設溶融炉（TVF2 号溶融炉）の寿命を踏まえ、次期溶融炉（TVF3 号溶融炉）へ計画的に更新を行う。本報では、これまでに検討した複数の候補炉型式[1]について、白金族元素排出性及び技術課題/リスクの観点から比較検討を行い、総合的な評価結果を踏まえて TVF3 号溶融炉の基本構造を決定したことを報告する。

2. 熱流動解析　表 1 に示す炉構造に基づき熱流動解析モデルを作成し、それぞれ同様の運転操作を適用した熱流動解析を行い、白金族元素排出性として、炉構造の違いによる炉内温度分布及び炉底斜面に発生する下向き剪断応力を解析し比較した。

表 1　熱流動解析の試験ケース

試験ケース	炉底構造 / 傾斜面の角度
TVF2 号同型	四角錐 / 45°
TVF3 号-A	円錐 / 45°
TVF3 号-B	円錐 / 60°

2-1. 炉構造の違いによる炉内温度分布の比較　熱流動解析により得られた四角錐炉底と円錐炉底の炉内温度分布を比較すると、四角錐炉底では谷部の温度が周囲に比べて低いのに対し、円錐炉底の場合、炉底温度分布不均一性が四角錐炉底よりも小さいことを確認した。

2-2. 炉底斜面に発生する下向き剪断応力の比較　前述した炉形状による炉内温度分布結果を踏まえ、45° 円錐と 60° 円錐において、流下時に炉底斜面に発生する下向き剪断応力を解析し比較した結果、60° 円錐の方が炉底斜面に発生する下向き剪断応力が大きいことを確認した。

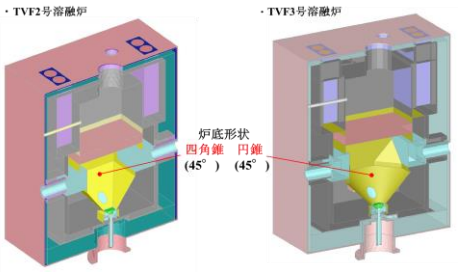


図 1　TVF2 号及び 3 号溶融炉の構造

3. 技術課題/リスクの検討　表 2 に、技術課題/リスクの検討項目を示す。TVF2 号同型は運転実績もあり、技術的リスクは最も低いが、炉底温度の不均一性が円錐炉底よりも大きい。一方、TVF3 号-A は TVF2 号をベースにした構造であるため技術的リスクが比較的小さい。また、炉底温度の不均一性も小さく、熱流動解析により円錐炉底の優位性を確認している。TVF3 号-B は、設計上の実現性は確認しているものの、炉内熱特性が変わり、モックアップ試験を要するため溶融炉の更新に長期間を要する。

表 2　技術的課題/リスクの検討項目

検討項目	TVF2 号同型	TVF3 号-A	TVF3 号-B
炉内温度分布	△：谷部に温度の低い場所が存在する。	○：炉底温度分布の不均一性は小さい	○：炉底温度分布の不均一性は小さい
モックアップ試験	○：TVF2 号と同型のため、不要である。	○：大幅な変更はないため、不要である。	△：炉底が大幅に変わるため、必要である。

4. 次期溶融炉の炉底形状　上記の熱流動解析結果および技術的課題/リスクを総合的に検討した結果、TVF3 号溶融炉の炉底形状は 45°円錐（図 1）とした。

5. 参考文献

[1] 原島丈朗，山下照雄，松村忠幸，大山孝一，菖蒲康夫，小髙亮，日本原子力学会 2016 年秋の大会，1E11，(2016)

*Keisuke Shimamura[1], Yoshimitsu Asahi[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1] and Yo Mmorikawa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

ガラス固化技術開発施設（TVF）における高放射性廃液の固化安定化に向けた取り組み

（6）次期溶融炉の詳細構造（ストレーナ形状について）

Study on Vitrification Plan of High Level Liquid Waste in the TVF

(6) Details of Optimized Strainer Design for the Next Glass Melter

*朝日 良光[1]，嶋村 圭介[1]，小林 秀和[1]，小髙 亮[1]，守川 洋[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

ガラス溶融炉の炉底加熱時の電流密度評価や、流下時における流動場の CFD 解析と流下実験を行い、運転中に炉底付近に滞留する比較的粘性が高いガラスの排出が改善されるストレーナ形状を選定した。

キーワード：東海再処理施設，TVF3 号溶融炉，ストレーナ形状，流下実験，CFD 解析

1. 緒言

ガラス固化技術開発施設の次期溶融炉（TVF3 号溶融炉）では、炉底形状に傾斜角 45°の円錐を採用した。流下ノズルの上部には、炉の内壁を構成するレンガが剥離した場合に備えた流下ノズル閉塞防止や、ジュール加熱の電極としての機能を持つストレーナ（図 1, 2）を設置する。本報では、運転中に炉底付近に滞留する粘性が比較的高い流体（上部のガラスに比べ低温で白金族元素粒子を多く含む。以下、高粘性流体）の排出が改善されるストレーナ形状を選定したことを報告する。

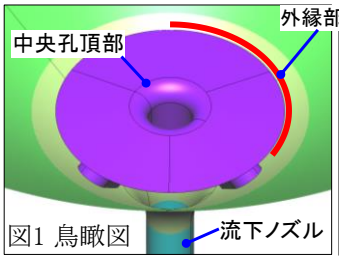


図1 鳥瞰図

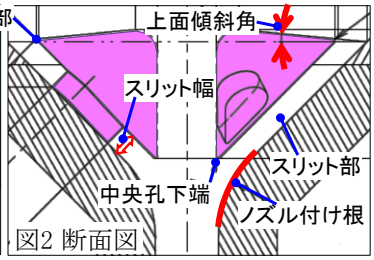


図2 断面図

2. ストレーナに対する要求

ストレーナの電極としての性能や閉塞防止機能を前提に、その上で要求される高粘性流体を排出する性能としては、流路抵抗が低いこと、高粘性流体の排出割合が高いこと、および、スリット部の流速が大きいことである。なお、表面電流密度低減による電極の浸食抑制と加熱能力維持を両立する要求から、ストレーナ上面傾斜角は 5.4°とする。

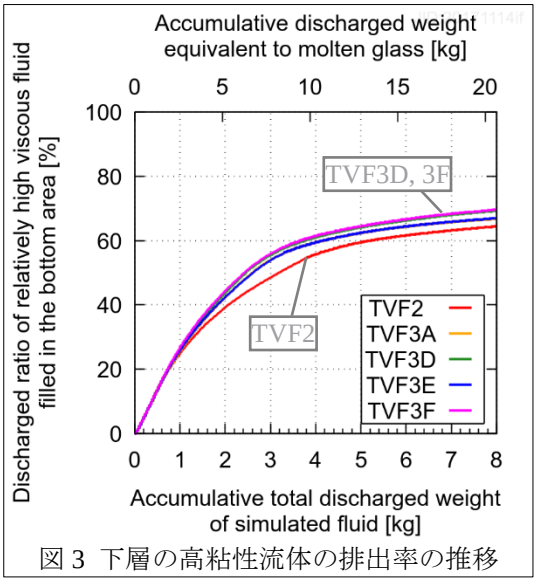


図 3 下層の高粘性流体の排出率の推移

3. 評価手法

ストレーナ上面傾斜角 5.4°を既定とし、その他の自由度がある箇所の寸法を変数にした数種類の候補形状を選定し、上記の要求事項について TVF2 号溶融炉と比較した。具体的には、まず、スリット幅やノズル付け根の曲率半径を変えた候補形状ごとに、流路抵抗を定常 CFD 解析で見積もった。次に、中央孔頂部や外縁部の曲率半径を変えた候補形状ごとに、アクリル製の炉底・ストレーナ模型に炉内のガラス粘性分布を模擬した流体（シリコーンオイル）を充填し、流下する実験を行い、顕著な渦の有無を確認した。更に、この実験条件と同等な非定常 CFD 解析を行い、高粘性流体の排出割合やスリット部の流速推移を見積もった。

4. 評価結果と結論

流路抵抗が TVF2 号溶融炉から改善される形状寸法として、ノズル付け根をR50[mm]、スリット幅を10[mm]に決定した。高粘性流体の排出割合とスリット部の流量については 4 種類（TVF3A, 3D, 3E, 3F）の候補形状に対して評価し、図 3 の結果を得た。下側の横軸は流下された模擬流体の総累積重量である。いずれも TVF2 号溶融炉より高いことを確認した。その中でも特に排出割合が大きく、スリット部の流速が大きかった、中央孔頂部と外縁部の曲率半径が、それぞれ、R10[mm]、R5[mm]のストレーナ形状を選定した。

*Yoshimitsu Asahi[1], Keisuke Shimamura[1], Hidekazu Kobayashi[1], Akira Kodaka[1] and Yo Morikawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 6, 2018 4:05 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:05 AM - 7:55 AM UTC | Room G A37 -A Building

[2G15-17] Vitrification 2

Chair:Daisuke Sugiyama(CRIEPI)

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

[2G15] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(56)Study on the influence of the properties of incineration ash for fused glass solidification

*Kouichi Ikeda[1], Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1], Shizue Furukawa[1] (1. criepi)

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

[2G16] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(57)Granulation of porous silica particle for extraction chromatography adsorbent

*Yasunori Miyazaki[1], Ichiro Goto[2], Sou Watanabe[1], Yuichi Sano[1], Hirohide Kofuji[1], Masayuki Takeuchi[1] (1. JAEA, 2. Rikoh kagaku)

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

[2G17] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(58) Construction of thermodynamic database of Ru-Rh-Pd-SiO_2-B_2O_3-Na_2O-Li_2O system

*Ippei AMAMOTO[1], Koichi OHYAMA[1], Daigen FUKAYAMA[2], Yuichi NAGANO[2], Tatjana JANTZEN[3], Klaus HACK[3] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Research Center of Computational Mechanics, Inc., 3. GTT-Technologies)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（56）焼却灰の性状が溶融ガラス固化に及ぼす影響の検討

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(56) Study on the influence of the properties of incineration ash for fused glass solidification

*池田 弘一[1]，宇留賀 和義[1]，塚田 毅志[1]，宇佐見 剛[1]，古川静枝[1]
[1](一財)電力中央研究所

軽水炉由来の性状に近い焼却灰をバインダーで固形化した模擬試料を対象として、既設のプラズマ溶融炉による溶融ガラス化試験を実施した。模擬焼却灰中の酸化鉄濃度がある程度の範囲に収まっていれば、ガラス原料を添加せずにガラス化することを確認した。

キーワード：低レベル放射性廃棄物、プラズマ、溶融、ガラス、焼却灰

１．緒言　本研究の開始当初は、放射性廃棄物の焼却灰の性状（成分組成、粒度）が不明なため、都市ごみ焼却灰の成分組成に基づき、数 mm 径の粒状の酸化物を用いて調製した試料を用いてプラズマ溶融によるガラス固化を評価した[1,2]。しかし、軽水炉から発生する運転廃棄物の焼却灰のガラス固化を精度よく評価するには、軽水炉由来の焼却灰に適合する試料を、飛散させないように処理をすることが肝要である。本報告は、軽水炉由来の性状かつ処理形態に近い方法で作製した模擬焼却灰をプラズマ溶融処理したときの結果を示す。

２．実験方法　都市ごみ焼却灰の Fe_2O_3 濃度が 10wt%未満であるのに対して、軽水炉由来のそれは 30wt%前後と高いという調査結果[3]に基づき、模擬焼却灰は、石炭灰（JIS Ⅱ種灰）と 0.8～20 μm 径の試薬で調製した。これにガラス原料（試験番号（Ⅰ）のみ：SiO_2）、トレーサー（硝酸塩の Co、Ni、Cs、Sr）、飛散防止用バインダー（試験番号（Ⅰ）：パラフィン　試験番号（Ⅱ）：水）を添加したものを試料とした。この試料を内径 230mm の黒鉛坩堝内に逐次分割投入し、空気雰囲気で 32～53kW の加熱出力でプラズマ溶融した後で鋳型に出湯し、自然冷却で作製した溶融固化体の性状、成分組成および結晶構造を分析した。実際のバインダーの詳細が不明だったことから、ガラスマトリックスの成分やバインダーの添加形態の効果も含めて、模擬焼却灰が溶融ガラス固化に及ぼす影響を調べた。

３．実験結果　作製した 2 種類の溶融固化体のスラグは、外観や XRD スペクトルからガラス化していた（図 1）。重量の観点からは、模擬焼却灰（試験番号（Ⅰ）の場合はガラス原料を含む）が、概して大部分のスラグと少量のメタルから成る溶融固化体に置換していた（図 2）。以上から、酸化鉄濃度が高い焼却灰を還元雰囲気で溶融することで、過剰な酸化鉄の一部が金属に置き換わり、スラグの酸化鉄濃度が 20wt%以下まで低減することでガラス化したと考えられ、軽水炉由来の焼却灰のガラス固化が可能であることが示唆された。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

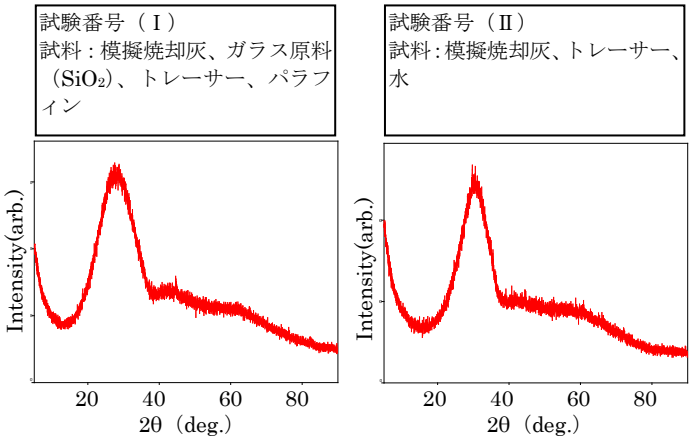


図 1　スラグの XRD スペクトル

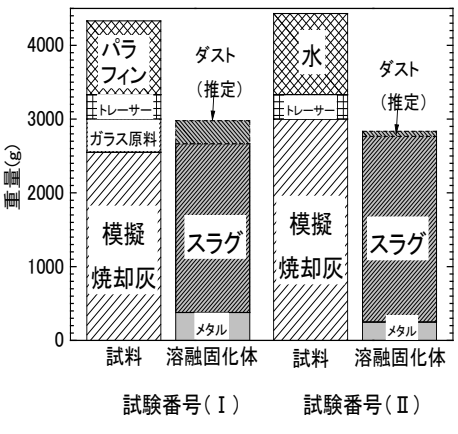


図 2　溶融前後の重量バランス

参考文献
[1]池田他、2015 年秋の大会 F53　[2]池田他、2016 年春の年会 1G10
[3]刈田陽一、「低レベル放射性廃棄物の焼却処理に関する検討」九州大学博士論文（2000）

* Kouichi Ikeda[1], Kazuyoshi Uruga[1], Takeshi Tsukada[1], Tsuyoshi Usami[1] and Shizue Furukawa[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry(CRIEPI)

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（57）抽出クロマト用吸着担体の製造技術開発

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(57) Granulation of porous silica particle for extraction chromatography

*宮﨑　康典[1]，後藤　一郎[2]，渡部　創[1]，佐野　雄一[1]，小藤　博英[1]，竹内　正行[1]
[1]日本原子力研究開発機構　[2]理工科学株式会社

抽出クロマトグラフィに用いる含侵型吸着材は、イオンに対する高い吸着・溶離性能や容易なカラム操作性が求められる。液柱振動切断法を用いて、吸着担体の細孔分布の制御および耐久性の向上を目的とした造粒試験を実施し、シリカ含有量を調整して得られた多孔質シリカ粒子の形状・性状を評価した。

キーワード：抽出クロマトグラフィ、マイナーアクチノイド、多孔質シリカ粒子、ガラス

1. 緒言

使用済燃料の再処理で生じる高レベル放射性廃液（HLLW）には、長半減期核種や発熱性核種であるマイナーアクチノイド（MA; Am, Cm）が含まれている。これら MA の選択的な分離回収により、放射性廃棄物の減容化や地層処分場面積の縮小等が期待できる。JAEA では、MA 分離回収技術として抽出クロマトグラフィの開発を進めている[1]。本研究では、吸着担体である多孔質シリカ粒子の製造技術開発において、液柱振動切断法の適用性を確認するとともに、粒子形状および細孔径や粒子径等の性状を評価した。

2. 実験

孔形成剤やシリカを混合した原料液をチューブポンプで送液し、約 200 Hz に振動させたノズル（φ0.4 mm）で生成した液滴を液体窒素バスに捕集した。冷凍状態の液滴から液体窒素を蒸発させ、真空乾燥することで、未分相の粒子を得た。熱処理によって分相した複合塩を酸で洗浄・除去し、多孔質シリカ粒子を製造した。粒子の外観や表面を SEM で観察し、細孔径や細孔容積を全自動多機能水銀ポロシメーターで測定した。破壊強度は、粒子の砕ける力を測定する圧縮試験機により、約 30 個の平均値として評価した。

3. 結果と考察

原料液に含まれるシリカ重量比の増加に伴い、クラック等のない球体として粒子形状が安定することが明らかになった。また、表面には従来よりも大きな細孔径が認められた。粒子内拡散に起因する速やかなイオンの溶離によって、廃液量の低減が期待できる。

形状以外にも、シリカ含有量の増大に伴い、機械的強度が上昇（図１）する、かつ粒子径が拡大（図２）する傾向がみられた。シリカ含有量の多い吸着材を充填したカラムにおいて、圧損の低下を含むカラム操作性や安全性の向上に寄与するものと考えられる。

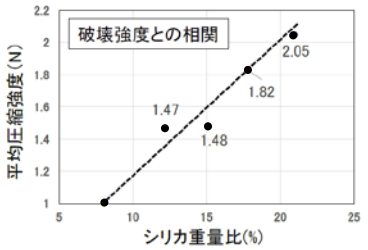


図１　シリカ含有量と破壊強度の相関

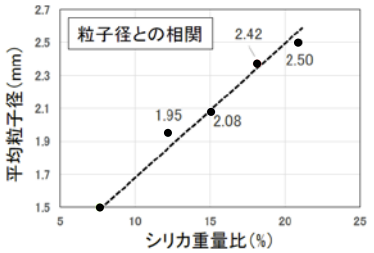


図２　シリカ含有量と粒子径の相関

参考文献

[1] S. Watanabe et al., *Procedia Chemistry* **2016**, 21, 101-108.

※本研究は、経済産業省・資源エネルギー庁「平成 29 年度　放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部です。

---

*Yasunori Miyazaki[1], Ichiro Goto[2], Sou Watanabe[1], Yuichi Sano[1], Hirohide Kofuji[1], and Masayuki Takeuchi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA) [2]Rikoh kagaku

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(58)Ru-Rh-Pd-SiO_2-B_2O_3-Na_2O-Li_2O 系熱力学データベースの構築

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(58) Construction of thermodynamic database of Ru-Rh-Pd-SiO_2-B_2O_3-Na_2O-Li_2O system

*天本 一平[1]，大山 孝一[1]，深山 大元[2]，長野 祐一[2]，T. Jantzen[3], K. Hack[3]
[1]原子力機構，[2]計算力学研究センター，[3]GTT-Technologies

HLW のガラス固化研究を進めていくうえで必要とされる固化媒体や FP の熱力学的諸量について CALPHAD 法を用いたデータ取得を行っている。今回は HLW 中の Ru,Rh,Pd 及び Li の挙動を解明するために Ru-Rh-Pd-SiO_2-B_2O_3-Na_2O-Li_2O 系データベース(以下, PGM-BSGDB)を構築した。同データを利用して様々な条件における Ru,Rh,Pd 及び/または Li_2O を含有する BSG の状態図作成や充填量の推算が可能となった。

キーワード：高レベル放射性廃棄物(HLW)，高レベル放射性廃液(HALW)，核分裂生成物(FP)，ホウケイ酸塩ガラス(BSG), CALPHAD(Calculation of Phase Diagram)法，Gibbs 関数，計算状態図，修正会合溶体モデル

1. 緒言　HALW のガラス固化研究において，解析に必要とされるデータを数多く取得するには多大な人手や時間を要する。よって可能であれば理論計算によって，固化媒体や HLW の状態を予想したうえで実際の実験や測定を行った方が合理的である。このような観点から信頼性の高い既知の状態図やデータをもとに熱力学的諸量の取得を図り，得られた値を利用して計算状態図を作成することについて検討を進めている。今回は HALW の固化媒体として現在使用されている BSG 中の白金族系酸化物の挙動が推算できるように PGM-BSGDB を構築し，その評価を行った結果を述べる。

2. 熱力学データベースの構築

(1) Gibbs 関数の決定方法　文献調査において Gibbs 関数が見当たらなかった物質については，CALPHAD 法を用いて推算を行った。

データの算出にあたっては，溶融ガラス(融体)の場合，融体中の原子間に強い引力または斥力の相互作用が働いているので，融体中の成分が会合体となって安定化しているものとみなし，融体中の Gibbs 関数を表現した修正会合溶体モデルである $G = \Sigma_i G^0_i x_i + RT\Sigma_i x_i \ln x_i + {}^{ex}G$ を使用している（詳細については，参考文献[1]を参照のこと）。

(2) PGM-BSGDB の構築/評価　この理論計算によって取得したデータは，熱力学計算データバンクシステム“FactSage”に格納して状態図の作成に使用した。ここで PGM-BSGDB を用いて計算した一例として，BSG 中の Pd の挙動について述べる。計算条件として，溶融は大気中（101 kPa, 21%-O_2）で行い，BSG 中に占める PdO の割合を 0.2 mol%に固定し,かつ溶融温度とガラス組成を変数とした。計算の結果，1000K では，幅広い領域で PdO（固体）が支配的であり，PdO はガラス成分と 2 元系以上の複合酸化物の安定相を形成していた。また，一部は固溶体を形成する傾向がみられた（Fig.1）。1500K では PdO は Pd に還元され，Pd を含有する BSG 成分の溶融範囲が 1000 K のときよりも拡大した（Fig.2）。ここで，融体中に Te（融点：722.65K）が存在する場合，Fig.3 に示すようにさまざまな組成の Pd-Te 合金が生成する傾向がある。

3. 結果・考察　このように，今回取得した PGM-BSGDB を活用して実際のガラス固化工程で見られる多くの現象を熱力学的に解明できるようになったものと考えられる。

本研究は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。

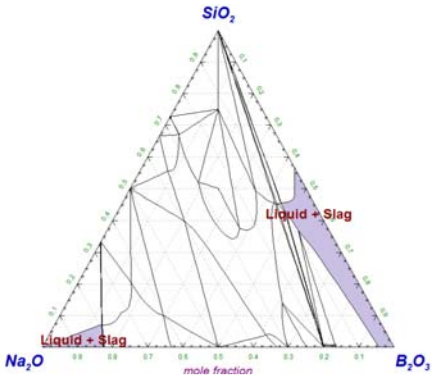


Fig.1　PdO-BSG system at 1000K

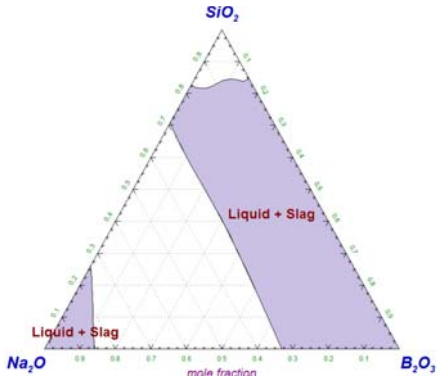


Fig.2　PdO-BSG system at 1500K

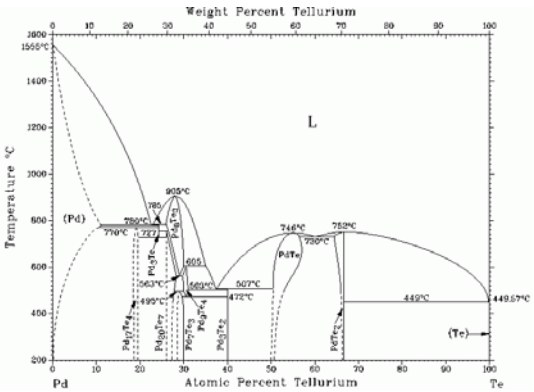


Fig.3　Phase diagram of Pd-Te system[2]

参考文献　[1]　天本，大山，深山，長野，T. Jantzen, K. Hack，日本原子力学会2018年春の年会，2O01
[2]　H.Okamoto, J.Phase Equi.13[1]73-78(1992)

*Ippei Amamoto[1], Koichi Ohyama[1], Daigen Fukayama[2], Yuichi Nagano[2], Tatjana Jantzen[3], and Klaus Hack[3]
[1]JAEA., [2]Research Center of Computational Mechanics, Inc., [3]GTT-Technologies.

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

Thu. Sep 6, 2018 4:55 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room G A37 -A Building

[2G18-21] Vitrification 3

Chair:Takatoshi Hijikata(CRIEPI)

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

[2G18] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(59) Preparation of borosilicate glass samples including phosphorus and K-edge XAFS measurement of boron and sodium in glass samples

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[1], Keisuke Yamanaka[2], Toshiaki Ohta[2] (1. JAEA, 2. Ritsumeikan Univ.)

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

[2G19] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(60)XAFS analysis of rare earth and platinum group elements in simulated borosilicate glasses including phosphorus

*Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Keisuke Shimamura[1], Kouichi Ohyama[1], Hidekazu Kobayashi[1], Takayuki Nagai[1] (1. JAEA)

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

[2G20] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(61) Off-gas transfer during addition of mixture of simulated liquid waste and glass powder in small-scale glass melter

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

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

[2G21] Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(62) Observation of acicular crystals of ruthenium oxide with dripping simulated HLW

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

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（59）リン添加ホウケイ酸ガラスの作製及び B，Na の K 吸収端 XAFS 測定

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction

(59) Preparation of borosilicate glass samples including phosphorus and K-edge XAFS measurement of boron and sodium in glass samples

*永井 崇之[1]，小林 秀和[1]，岡本 芳浩[1]，山中 恵介[2]，太田 俊明[2]

[1]原子力機構，[2]立命館大学 SR センター

Si/B比やP_2O_5添加量を変えた原料ガラスと模擬廃棄物ガラスを作製し，BとNaの局所構造を軟X線領域のXAFS測定により評価した．その結果，P_2O_5添加によりB-O配位構造の4配位が増加すること等を確認した．

キーワード：ガラス固化，ホウケイ酸ガラス，XAFS 測定，ホウ素，ナトリウム

1. 緒言　現行のホウケイ酸ガラスのマトリックス改良として，P_2O_5を添加したガラス開発を進めている．本研究は，Si/B比やP_2O_5添加による効果を確認するため，原料ガラス及び模擬廃棄物ガラスを作製し，ガラス構成元素の局所構造をXAFS測定により評価した．本報は原料ガラス成分であるホウ素(B)とナトリウム(Na)を，次報(60)は模擬廃棄物ガラス中の白金族元素及び希土類元素を評価した結果について述べる．

2. 実験　原料ガラス試料は，Si/B比=0.6～1.8，Si/Al比=1.5～8.2，P_2O_5添加量をパラメータに，粉末試薬(SiO_2,H_3BO_3,Na_2CO_3等)から作製した．模擬廃棄物ガラス試料は，原料ガラスへ模擬廃液乾固物(Na_2O,ZrO_2,MoO_3,Nd_2O_3,RuO_2,CeO_2等)を酸化物換算で26wt%添加して作製した．

試料の作製手順は，Al_2O_3ルツボへ入れた試薬等を大気中1150°Cで溶融，2.5h保持して黒鉛容器へ流し込み，20hかけて室温まで冷却後，ガラス塊を容器から取出して0.5mm厚の薄片に切り出しXAFS測定に供した．

BとNaのK吸収端XAFS測定は，立命館大学SRセンターBL-11の測定チャンバへ薄片試料をセットし，部分蛍光収量法(PFY)で行った．

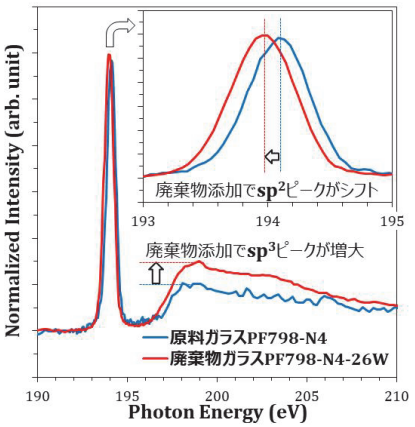


図１　B の XANES スペクトル

3. 結果・考察　BのXAFS測定の結果，ガラス組成のSi/B比，Si/Al比やP_2O_5添加によってスペクトルが異なり，B-O配位構造が変化することを確認した．原料ガラスへ廃棄物を添加すると，194eV付近のBO_3(3配位sp^2)構造由来のピークが低エネルギー側へシフトし，199eV付近のBO_4(4配位sp^3)構造由来のピーク高さが増加することを確認した（**図１**）．

また，NaのXAFS測定結果も，Si/Bモル比等でスペクトルが異なり，Na局所構造が変化した．原料ガラス試料のスペクトルはケイ酸ナトリウム($Na_2Si_6O_{13}$等)に近似しており，廃棄物を添加すると1078eV付近のNa^+の1s殻→3p軌道遷移由来のピーク高さが減少することを確認した（**図２**）．

以上の結果から，廃棄物を添加すると，B-O配位構造が3配位から4配位へ移行し，Naはケイ酸ナトリウム構造から変化することを確認した．

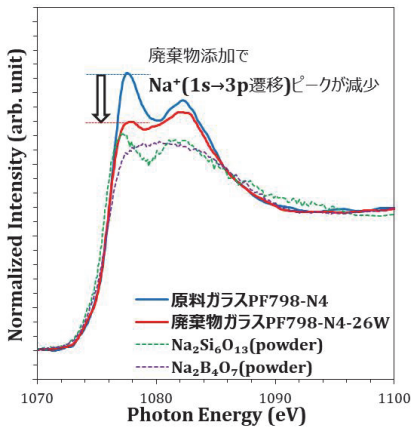


図２　Na の XANES スペクトル

本報告は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である．

---

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[1], Keisuke Yamanaka[2] and Toshiaki Ohta[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]SR Center, Ritsumeikan Univ.

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
（60）模擬廃棄物含有リン添加ホウケイ酸ガラスの希土類、白金族元素の XAFS 測定

Basic research programs of vitrification technology for waste form reduction
(60) XAFS analysis of rare earth and platinum group elements in simulated borosilicate glasses including phosphorus

*岡本 芳浩[1]，塩飽 秀啓[1]，嶋村 圭介[1]，大山 孝一[1]，小林 秀和[1]，永井 崇之[1]
[1]原子力機構

模擬廃棄物含有リン添加ホウケイ酸ガラス試料における白金族元素および希土類元素の化学状態と局所構造を XAFS およびイメージング XAFS 法により調べた。一部の元素で、ガラス中の P_2O_5 濃度が高くなるほど、還元性が高まる傾向を見出した。

キーワード：ガラス固化、模擬廃棄物ガラス、XAFS 分析、放射光、ホウケイ酸ガラス

1. 緒言　現行のホウケイ酸ガラスのマトリックスの改良として、MoO_3 溶解度の向上を目的に、P_2O_5 を添加したガラスの開発が進められている。本研究では、前報(59)に引き続き、P_2O_5 添加量の違いによる白金族元素および希土類元素の化学状態および局所構造を、放射光 XAFS およびイメージング XAFS 分析により調べ評価した。

2. 実験　放射光 XAFS およびイメージング XAFS 実験では、厚さ 1mm および 2mm の板状に切り出したガラス固化試料を分析対象とした。放射光実験は、軽元素の XAFS および白金族元素のイメージング XAFS 測定を高エネルギー加速器研究機構放射光実験施設 BL-27B ステーションにおいて、白金族元素の XAFS 測定を大型放射光施設 SPring-8 の BL22XU においてそれぞれ実施した。

3. 結果と考察　図 1 に、Rh 元素 K 吸収端 EXAFS から求めた動径構造関数を示す。上から P_2O_5 添加量が少ない順（添加無し～最大 2.23wt%）に並べてあるが、図から明らかなように、添加量が多くなるにつれて、RhO_2 由来の Rh-O 対に相当する第 1 ピークが弱くなり、かわって Rh 金属由来の Rh-Rh 対に相当する第 2 ピークが大きくなった。これは、P_2O_5 添加によりガラス内の化学状態が還元性へと変化したことを示唆している。Ce 元素の L_3 吸収端 XANES でも、添加量増加に伴い、Ce(Ⅲ)／Ce(Ⅳ)比が大きくなったことから、還元性へと変化したことを示している。一方で、Mn、Fe、Zn、Sr、Y および Zr の各元素の XAFS 測定では、P_2O_5 添加量にかかわらずほぼ同じスペクトルが得られており、局所構造が変化しないことが確認された。

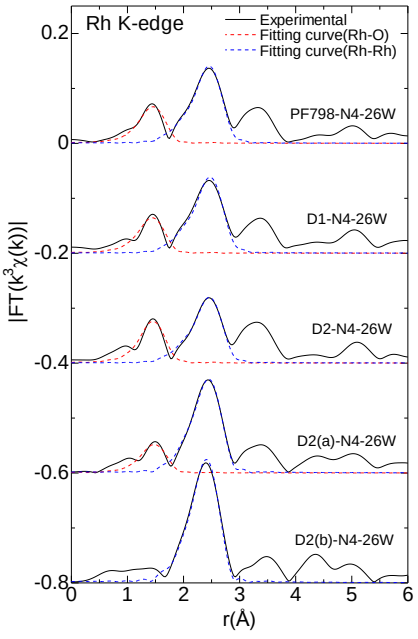


図１　模擬廃棄物含有リン添加ホウケイ酸ガラス中の Rh 元素 K 吸収端 EXAFS による動径構造関数

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。本研究における放射光実験は、大型放射光施設 SPring-8 実験課題 2017B3711 および高エネルギー加速器研究機構(KEK)放射光実験施設(PF)共同利用実験課題 2017G066 において実施された。

*Yoshihiro Okamoto[1], Hideaki Shiwaku[1], Keisuke Shimamura[1], Kouichi Ohyama[1], Hidekazu Kobayashi[1], Takayuki Nagai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究 (61) 小型ガラス溶融炉への模擬高レベル廃液とガラス粉末混合供給時のオフガス移行挙動

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(61) Off-gas transfer during addition of mixture of simulated liquid waste and glass powder in small-scale glass melter

*塚田 毅志[1]，宇留賀 和義[1]，宇佐見 剛[1]
[1]電力中央研究所

供給ガラスを粉末化し，模擬高レベル廃液に懸濁させた状態で小型ガラス溶融炉へ供給した結果，飛沫量が増加し，多くの廃液成分のオフガスへの移行量が増加した。一方で，揮発しやすい Cs，Te，Mo 等の元素については，ガラスビーズを供給した場合よりも，むしろオフガスへの移行量が抑制された。これらの現象は，懸濁時にガラス成分の一部が廃液に溶解したためではないかと推測される。
キーワード：ガラス固化，高レベル放射性廃棄物，仮焼層，オフガス，イエローフェーズ

1. 緒言　高レベル放射性廃液のガラス固化においては，イエローフェーズ(YP)と称されるモリブデン酸塩系の析出相の形成を抑制する必要がある。前報[1)]において，ガラス溶融表面積 15×15 cm の小型ガラス溶融炉を使用した固化試験を行い，六ヶ所再処理工場で使用される粒径 2 mm 程度のガラスビーズの代わりに，粒径のより小さな粉末状のガラスを供給することで，YP の形成が抑制されることを明らかとした。一方で，粉末ガラスを安定に定量供給する方法の開発が課題として残された。本試験では，粉末ガラスをあらかじめ模擬の高レベル廃液と撹拌して混合，懸濁させておき，この混合液を小型炉に供給する試験を行った。試験で作製したガラス固化体に含まれる YP 量を定量すると共に，供給成分のオフガスへの移行量等を調べることで，混合液供給の運転制御性を評価した。

2. 試験方法　使用した廃液は，実廃液の組成を試薬で模擬したものであるが，白金族元素は Fe，Co，Ni で代替した。供給したガラスは，六ヶ所再処理工場で使用されるガラスと同組成であり，粒径は 63 μm 以下である。小型炉の直上に設置した混合槽に，これら模擬廃液および粉末ガラスを入れ，プロペラによる機械撹拌で均一となるように混合した。小型炉と混合槽の間にチューブポンプを挿入し，撹拌状態の混合液を小型炉へ定量送液した。1 試験で連続 8 時間の供給を行い，約 1.5 kg のガラス固化体を作製した。ガラス固化体への廃棄物充填率(Na を除く)は 25 wt%とした。小型炉内のガラス温度は 1100-1200℃とした。炉内の気相部分は，流量 100 L/min で常時排気されており，このオフガスについては，冷却器，スクラバーを通して含有金属成分を除去した後，系外に排出した。

3. 試験結果および考察　混合液の供給性については，本試験のように混合槽，チューブポンプ，小型炉を垂直に配置することで，チューブ内での閉塞等も発生せず，安定に供給可能であることを確認した。作製したガラス固化体中には有意量の YP は含まれておらず，前報に引き続き，粉末ガラスの供給が YP の抑制に有効であることを実証できた。一方で，ガラスビーズを供給した場合と比べて，供給成分のオフガスへの移行量が数倍程度増加し，オフガス配管が試験中に閉塞するなど，運転制御性が悪化した。図 1 にオフガス冷却器の凝縮水へ移行した各成分の移行率（供給量に対する割合）を示す。廃液に含まれる Nd，Zr，Fe 等の多くの成分は，混合液として供給した場合に移行率が 2-3 倍に増加した。これら元素は不揮発性であり，オフガスへの移行形態は廃液飛沫のみと考えられるため，何らかの要因で飛沫量が増加したといえる。これに対し，元々オフガス移行率の大きい揮発性の Mo，Te，Cs 等については，むしろ移行率がやや低下する結果となった。冷却器以外の他のオフガス系部位への移行率を見ても同様の傾向であった。ガラス成分の Al や Ca は通常オフガスへ移行しないが，混合液で供給した場合には有意な移行が見られた。これは，粉末ガラスの一部が混合時に廃液に溶解したためと推測される。オフガス移行挙動が上記のように変化した理由は明らかではないが，ガラス成分の廃液への溶け込みが一因と考えられる。今後，粉末ガラスの廃液への溶解性および溶解成分のオフガス移行挙動への影響を調べ，移行量低減に向けた対策を検討する計画である。

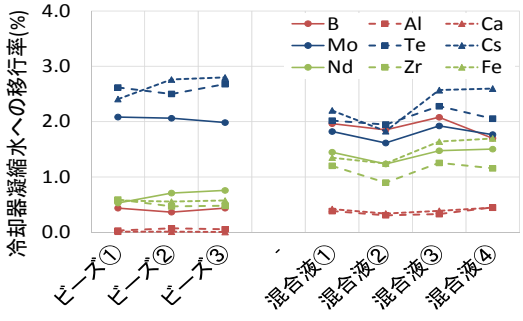


図 1 各試験での冷却器凝縮水への移行率

1) 宇留賀他，日本原子力学会 2017 秋の大会, 2A12.

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究」の成果の一部である。

* Takeshi Tsukada[1], Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究
(62) Ru 溶液滴下時の針状結晶形成挙動

Basic research programs of vitrification technology for waste volume reduction
(62) Observation of acicular crystals of ruthenium oxide with dripping simulated HLW

*宇佐見 剛[1]，宇留賀 和義[1]，塚田 毅志[1]
[1]電中研

溶融したガラスに組成の異なる模擬廃液を滴下して、生成する酸化ルテニウムの形状を観察した。形状は Na の有無だけでなく他の共存元素にも依存した。

キーワード：高レベル廃液、ガラス固化，仮焼層，白金族元素

1. 緒言

RuO_2 と仮焼層の主成分である硝酸ナトリウム $NaNO_3$ を 600～700℃に加熱した試験では、昇温時に Ru と Na の複合酸化物の針状結晶が生成すること、この結晶をガラスと加熱すると Na を失って RuO_2 の針状結晶となること等が示されている[1]。これらの試験は実機と比べて昇温が著しく遅かったため、本報告では溶融したガラスに組成の異なる Ru 溶液を滴下して生成物の形状を確認した。

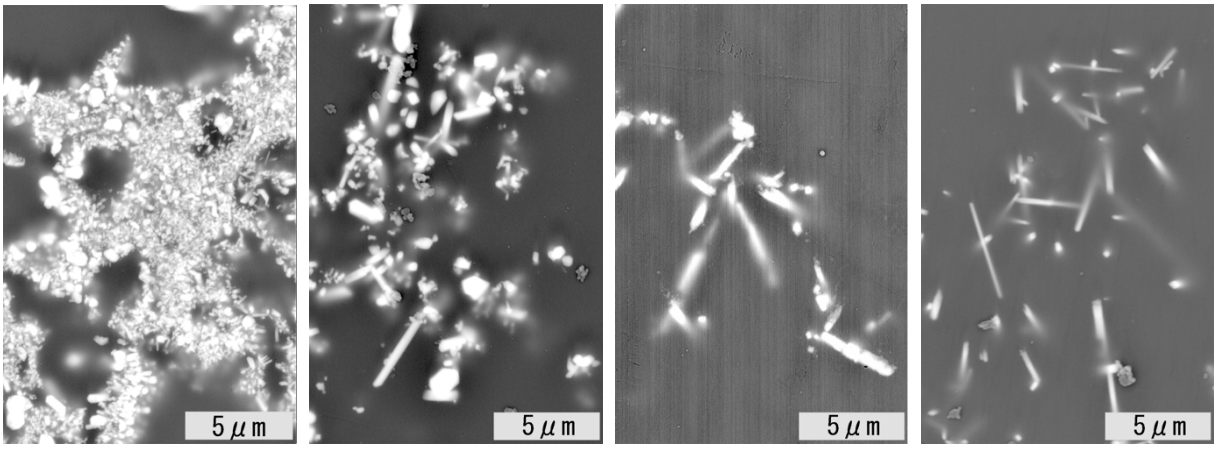
2. 実験

Ru 溶液は硝酸濃度を 2M、Ru 濃度を 4.43×10^{-2}M で一定として、他に 0.79M の Na を含む溶液や、0.79M の Na と 26 元素の模擬廃棄物を含む溶液(高模擬廃液)、および Na と Ru 以外の模擬廃棄物を Nd で代表させた溶液などとした。溶液は約 8mL を 5～10 分かけて 900℃の溶融ホウケイ酸ガラス上に滴下し、更に 1150℃の電気炉で 3 時間保持した後、急冷して SEM 等で観察した。

3. 結果・考察

900℃のガラスに滴下する溶液が、Ru のみ、Ru+Na、Ru+Na+Nd、高模擬廃液だった場合の、製品ガラス中の RuO_2 の SEM 像を下図に示す。Ru のみを含む溶液を滴下した場合、RuO_2 は針状結晶を殆ど形成せず微粒子となった。これに対し Ru と Na を含む溶液では一部が針状結晶となり、針状結晶の形成が Na と Ru の反応によることが確認された一方、微粒子状の RuO_2 も多く観察された。この理由の一つとして、脱硝温度が低い元素がガラス表面に酸化物の膜を形成して Na のガラスによる吸収を妨げ､Na と Ru の反応を促進する可能性を考えて Nd を共存させた試験では、針状結晶は Ru+Na の場合と比べて増加したが、全量が針状となった高模擬廃液とは異なる結果となった。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 29 年度放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業」の成果の一部である。



製品ガラス中の RuO_2 の SEM 像。供給した溶液は左より Ru のみ，Ru+Na，Ru+Na+Nd，高模擬廃液。

参考文献

[1] 宇佐見ほか、日本原子力学会「2017 年秋の大会」2A13

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

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

Thu. Sep 6, 2018 9:30 AM - 10:05 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 12:30 AM - 1:05 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H01-02] Inherent Safety Fast Reactor

Chair:Masaaki Nakano(Fuji Electric)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2H01] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides
(2) Survey for Achieving Low Burnup Reactivity

*Koji Fujimura[1], Kazuhiro Fujimata[1], Satoshi Takeda[2], Takanori Kitada[2], Toshikazu Takeda[3] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. , 2. Osaka University, 3. University of Fukui)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2H02] Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides
(3) Impact of Assembly Homogenization on Sodium Void Reactivity

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1], Koji Fujimura[2], Kazuhiro Fujimata[2], Toshikazu Takeda[3] (1. Osaka University, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, 3. University of Fukui)

10:00 AM - 10:05 AM JST | 1:00 AM - 1:05 AM UTC

Time reserved for Chair

MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発
（2）燃焼反応度低減のための感度解析

Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides
(2) Survey for Achieving Low Burnup Reactivity

*藤村 幸治[1], 藤又 和博[1], 竹田 敏[2], 北田 孝典[2], 竹田 敏一[3]
[1]日立 GE, [2]大阪大学, [3]福井大学

ULOF, UTOP 等の事故時にも炉心損傷を回避できる固有安全高速炉概念を開発中である[1]。本研究では、燃焼反応度 1 ドル($)以下の達成を目標として、種々の炉心概念を比較検討して、ナトリウムプレナム付き軸方向非均質炉心の内部ブランケットに MA を添加する炉心の感度解析を実施した。その結果、内部ブランケットの MA 含有率を 27wt%として、燃焼反応度を目標の 1$以下とできることが分かった。

*ULOF：スクラム失敗流量喪失事象、UTOP：スクラム失敗制御棒誤引抜事象

キーワード：高速炉, 固有安全性, ULOF, UTOP, 燃焼反応度, マイナーアクチニド(MA)

1. 緒言

ULOF、UTOP のいずれの事故時にも炉心損傷を回避するため、本研究では負のボイド反応度と 1$以下の燃焼反応度を同時に達成できることを設計目標とした。まず、均質炉心やナトリウム(Na)プレナム付き軸方向非均質炉心等の候補炉心概念の得失を整理した。その結果、燃焼反応度の増大を招かないボイド反応度低減策として炉上部へ Na プレナムを設置した軸方向非均質炉心(AHC: Axially heterogeneous core)[2]構成を採用した。また、MA の優れた燃料親物質としての特長を活用して燃焼反応度を低減しつつボイド反応度の増大を招かない装荷方法を検討し、上記の AHC の内部ブランケットに MA を装荷することとした。

図 1 に検討のベースとした基準炉心の炉心構成を示す。基準炉心の内部ブランケットの MA 含有率をパラメータとした燃焼反応度低減のための感度解析を行い、目標である 1$以下を達成する MA 含有率を求めた。

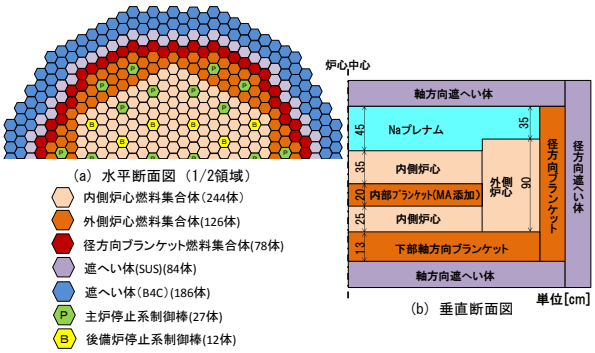


図1 基準炉心の炉心構成

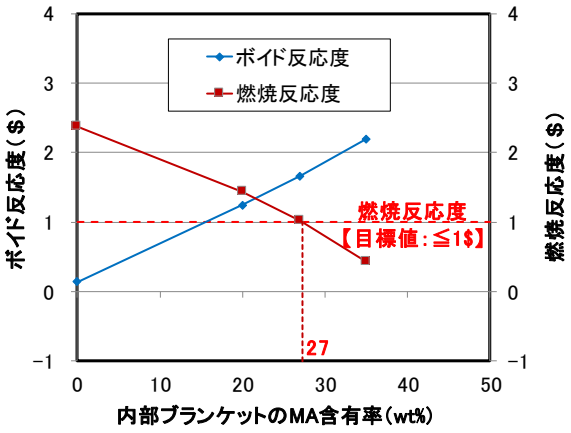


図2 燃焼反応度とボイド反応度のMA含有率依存性

2. 検討条件

熱出力は 1765MW とした。炉心燃料は劣化 U と Pu の混合酸化物(MOX)、内部ブランケット燃料は劣化 U と MA の酸化物とし、燃料組成は取出燃焼度 60GWd/t、冷却期間 30 年の軽水炉使用済燃料から湿式再処理法で回収した Pu と MA の同位体組成とした。移行期を想定して、軽水炉取出し組成に固定した平衡炉心の核特性解析を実施して、平衡サイクル末期に臨界となる炉心燃料の Pu 富化度を求め、主要な核特性を評価した。

3. 検討結果

図 2 に、運転期間 12ヶ月の場合の燃焼反応度及びボイド反応度の MA 含有率依存性を示す。この図より、MA 含有率 27wt%で、燃焼反応度を 1$以下とできることが分かる。一方で、ボイド反応度は 1$を超えるが、ガス膨張機構(GEM：Gas Expansion Module)の負の反応度は 1$超が見込まれ、今後 GEM の炉心最外周への設置等のボイド反応度低減策を検討して、設計目標を達成する固有安全高速炉の炉心概念を開発する。

参考文献

[1] 竹田敏一他，日本原子力学会 2018 年春の年会，G08、[2] 藤村幸治他，日本原子力学会 2015 年秋の大会，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「MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発」の平成 29 年度の成果を含みます。

*Koji Fujimura[1], Kazuhiro Fujimata[1], Satoshi Takeda[2], Takanori Kitada[2] and Toshikazu Takeda[3]./
[1]Hitachi-GE, [2]Osaka University and [3]University of Fukui.

MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発
（3）集合体均質化がナトリウムボイド反応度に与える影響

Development of Inherent Safety Fast Reactor by Using Blanket Bearing Minor Actinides

(3) Impact of Assembly Homogenization on Sodium Void Reactivity

*竹田 敏[1]，北田 孝典[1]，藤村 幸治[2]，藤又 和博[2]，竹田 敏一[3]

[1]大阪大学，[2]日立 GE，[3]福井大学

MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発において、集合体均質定数を用いる輸送計算によりナトリウムボイド反応度を求める検討を進めている。本研究では、誤差要因の一つとして考えられる、集合体均質化がナトリウムボイド反応度に与える影響を評価した。評価の結果、集合体均質化がナトリウムボイド反応度に与える影響は 5%以下であることが確認された。

キーワード：高速炉，ナトリウムボイド反応度，ナトリウムプレナム

1. 緒言

MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発ではナトリウムプレナム部を有する高速炉を検討しており、ナトリウムプレナム部や炉心集合体内部にナトリウムボイドが生じた場合の動特性解析を実施する計画を立てている。ナトリウムボイド反応度を精度よく評価するためには中性子ストリーミング効果を適切に評価する必要があると考えられるが、集合体均質定数を用いることにより、評価される中性子ストリーミング効果に誤差が生じる可能性がある。そこで、本研究では、集合体均質化がナトリウムボイド反応度に与える影響を評価した。

2. 計算条件

熱出力が 1765MW の炉心[1]に対し、軸方向断面図を図 1 に示すとおり簡略化させた体系で評価を実施した。格子計算で算出した断面積を用いる 3 次元 pin-by-pin 計算の結果を参照解とした。この参照解に対し、内側炉心及び外側炉心に集合体均質定数を適用した計算結果と比較することで、集合体均質化が与える影響を評価した。ここで、格子計算は JENDL-4.0u を用いる SLAROM-UF で実施し、炉心計算は GMVP で実施した。また、集合体均質定数を求めるため、MOC コードである BACH を用いた。

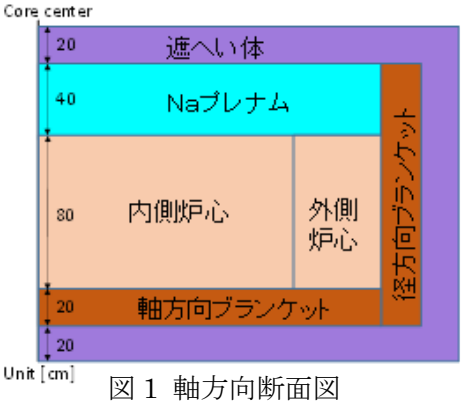


図 1 軸方向断面図

3. 計算結果

ナトリウムボイドが存在しない場合、ナトリウムプレナム部のみナトリウムボイド率を 100 %とする場合、内側炉心及び外側炉心部のみナトリウムボイド率を 100 %とする場合の実効増倍率を表 1 にまとめる。これらの実効増倍率の統計誤差(1σ)は 0.002%以下である。

表 1 実効増倍率の比較

	ボイドなし	プレナム部ボイド率100%	炉心部ボイド率100%
参照解	1.26029	1.23987	1.27924
内側・外側炉心均質計算	1.25934	1.23918	1.27906
相対差 (%)	0.075	0.056	0.014

表 1 の実効増倍率からから求めたナトリウムボイド反応度を表 2 に示す。表 2 に示すとおり、集合体均質化がナトリウムボイド反応度に与える影響としては、ナトリウムプレナム部では 1.2%、内側及び外側炉心部では 4.0%であり、5%を下回ることを確認した。

表 2 ナトリウムボイド反応度の比較

	プレナム部 (0→100 %)	炉心部 (0→100 %)
参照解 (⊿k/kk')	-0.01307	0.01175
内側・外側炉心均質計算 (⊿k/kk')	-0.01292	0.01224
相対差 (%)	1.2	-4.0

参考文献

[1] 藤村幸治他，日本原子力学会 2018 年秋の大会

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、福井大学が実施している「MA 含有ブランケット燃料を活用した固有安全高速炉の開発」の平成 29 年度の成果を含みます。

*Satoshi Takeda[1], Takanori Kitada[1], Koji Fujimura[2], Kazuhiro Fujimata[2], and Toshikazu Takeda[3].
[1]Osaka University, [2]Hitachi-GE, and [3]University of Fukui.

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

Thu. Sep 6, 2018 10:05 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 1:05 AM - 3:00 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H03-09] HTGR Fuel

Chair:Koki Hibi(MFBR)

10:05 AM - 10:20 AM JST | 1:05 AM - 1:20 AM UTC

[2H03] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(22) Objectives and Overview

*Koji OKAMOTO[1], Kazutaka Ohashi[2], Koichi Ohira[3], Kazuhiko Kunitomi[4] (1. The University of Tokyo, 2. Fuji Electric Co., 3. Nuclear Fuel Ind., Ltd., 4. JAEA)

10:20 AM - 10:35 AM JST | 1:20 AM - 1:35 AM UTC

[2H04] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(23) Assessment of Nuclear Security of High Temperature Gas Reactor

*Kazuyuki Demachi[1], Kenichiro Kuwabara[1], Shi Chen[1], Koji Okamoto[1] (1. Univ. of Tokyo)

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

[2H05] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(24) Fuel and reactor core design

*Minoru Goto[1], Jun Aihara[1], Shohei Ueta[1], yuji Fukaya[1], Koji Okamoto[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The University of Tokyo)

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

[2H06] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(25) Reactor safety analyses for Pu-burner HTGR

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

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

[2H07] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(26) Staudy on 3S-TRISO fuel fabrication

*Masaki Honda[1], Yohei Saiki[1], Masashi Takahashi[1], Koichi Ohira[1], Kouji Okamoto[2] (1. Nuclear Fuel Industris, LTD. , 2. The University of Tokyo)

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

[2H08] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(27) Test and Characterization for ZrC Coating

*Shohei UETA[1], Jun AIHARA[1], Naoki MIZUTA[1], Yukio TACHIBANA[1], Kazuhiko KUNITOMI[1], Koji OKAMOTO[2] (1. JAEA, 2. Univ. Tokyo)

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

[2H09] Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(28) Introduction Scenario and Mass Balance Evaluation

*Yuji Fukaya[1], Minoru Goto[1], Shohei Ueta[1], Koji Okamoto[2] (1. JAEA, 2. The University of Tokyo)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (22)目的と概要

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(22) Objectives and Overview

*岡本孝司[1]，大橋一孝[2]，大平幸一[3]，國富一彦[4]
[1]東京大学, [2]富士電機, [3]原燃工, [4]原子力機構

プルトニウム燃焼高温ガス炉は、Pu 消費をしつつ、廃棄物まで含めて安全性が極めて高い設計が可能な原子炉である。この概念を実証するため、セキュリティ強化型安全燃料を評価し、その実現性を確認した
キーワード：被覆燃料粒子　安全性　セキュリティ　直接処分　プルトニウム燃焼

1. 緒言

高温ガス炉は、物理的な固有安全性により、炉心溶融事故を引き起こさないという特徴を持つ。この安全な高温ガス炉において、プルトニウムを燃料として利用することによって、プルトニウムインベントリを減らすとともに、安全にエネルギーを得る一石二鳥のメリットがある。この時、化学的に安定な YSZ(イットリア安定化ジルコニア)を用い、燃料核を PuO_2-YSZ とすることで被覆粒子燃料からのプルトニウム回収は極めて困難となり、従来の酸化物燃料に比べて核セキュリティリスクを大幅に低減することができる。プルトニウム燃焼高温ガス炉の安全性向上を目的として、被覆粒子燃料の破損を抑制するための研究開発、核熱設計、安全評価、および原子炉システムの成立性評価を行う。ライフサイクルのすべての過程において、セキュリティと安全性の両立について評価を行い、成立性を確認した。

2. 成果の概要

(1) セキュリティ評価　核セキュリティ脅威シナリオをベースに、物理的防護システムの設計・評価を行い、成立性を確認した。核セキュリティで弱点となる炉心の輻射伝熱冷却性能を評価し、成立性を確認した。また、直接処分における核不拡散性についても、PuO_2-YSZ 燃料のリスクが充分に小さいことを確認した。

(2) セキュリティ強化型安全燃料の成立性評価と炉心核熱設計　ZrC 層による内圧抑制評価結果をベースにして被覆層の厚さを 10μm に設定した。90 カラム炉心(600MW)の成立性を確認するとともに、導入シナリオについて評価し、セキュリティを確保しつつ CO2 排出量を低減できることを示した。

(3) 安全評価　減圧事故時の安全解析を行い、90 カラム炉心(600MW)が安全上も成立する事を確認した

(4) セキュリティ強化型安全燃料の試作と製造検討　約 1 kg の CeO_2-YSZ 模擬燃料核粒子の製造を完了し、PuO_2-YSZ 燃料核製造が可能であることを示した。ZrC が被覆された CeO_2-YSZ 模擬燃料核を用いて TRISO 被覆粒子製造試験を実施し、ZrC 層を含む 5 層の被覆層を持つ 3S-TRISO 被覆粒子の製造が可能なことを実証した。

(5) ZrC 層被覆試験と特性評価　小径（直径約 400 μm）の CeO_2-YSZ 模擬燃料核への ZrC 層被覆に成功し、PuO_2-YSZ 燃料核への ZrC 被覆が可能なことを実証した。

3. まとめ

提案した Pu 燃焼高温ガス炉(600MW)は、製造、運転中から処分までのすべてのライフサイクルにわたり、安全性、セキュリティ、核不拡散性に優れている事を確認した。Pu の安全な大量活用が可能である。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

---

*Koji Okamoto[1], Kazuhiko Ohashi[2], Koichi Ohira[3], Kazuhiko Kunitomi[4]
[1]University of Tokyo, [2]Fuji Electric Co.,[3] Nuclear Fuel Ind., Ltd. , [4]JAEA

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
(23) 高温ガス炉における核セキュリティ評価

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(23) Assessment of Nuclear Security of High Temperature Gas Reactor

*出町 和之[1]，桑原 建一郎[1]，陳 実[1]，岡本 孝司[1]
[1]東京大学

プルトニウム燃焼高温ガス炉(Pu-HTGR)の核セキュリティ対策を評価するために核分裂生成物（FP）放出に繋がる可能性のある妨害破壊行為の Fault Tree を作成し，枢要区域同定(VAI)解析を適用して防護すべき最小単位であるターゲットセット(TS)を抽出した。

キーワード：プルトニウム燃焼高温ガス炉，核セキュリティ，枢要区域同定，ターゲットセット

1. 緒言 PuHTGR の核セキュリティ対策の評価ことを目的とし，最終年度である平成 29 年度は，想定以上の FP 放出に繋がる可能性のある妨害破壊行為の Fault Tree(FT)を作成し，VAI 解析により TS を抽出した。

2. 手法 IAEA Nuclear Security Series No.16, "Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities "[1]の中で解説されている VAI 手法を，PuHTGR に想定以上の FP 放出を頂上事象として適用した。FP 源には被覆燃料粒子の破損により漏洩する FP，及びヘリウム純化系に蓄積される FP を想定した。また，化学的に不活性な YSZ（Yttria Stabilized Zirconia）を燃料母材として用いる使用済み燃料は，ターゲットとしての魅力度が低いことから盗取の脅威から除外した。妨害破壊行為の手段としては m1: 爆発物の設置，m2: He タンクへの液体爆発物混入（1 次冷却バウンダリ喪失），m3: He タンクへの液体爆発物混入（燃料被覆破損），m4: 空気冷却系への液体爆発物混入，m5: 圧力放出系スタックへの液体爆発物混入の 5 ケースを考慮し

3. 結果 Figure 1 に想定した PuHTGR のモデルを，Figure 2 に FP 放出を頂上事象とする FT を示す。FT は 4 層の多重防護からなり，想定した 3 つのシナリオの全てにおいて，1～4 層のいずれかの障壁の防護に成功することで FP の大気放出を防げることが分かった。また，手段を考慮した VAI 解析では，得られた防御すべきエリアと妨害破壊行為手段のターゲットセットは 12 セットであった。

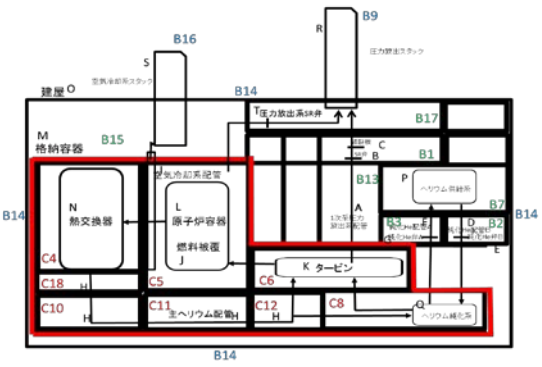


Figure 1: Model of PuHTGR

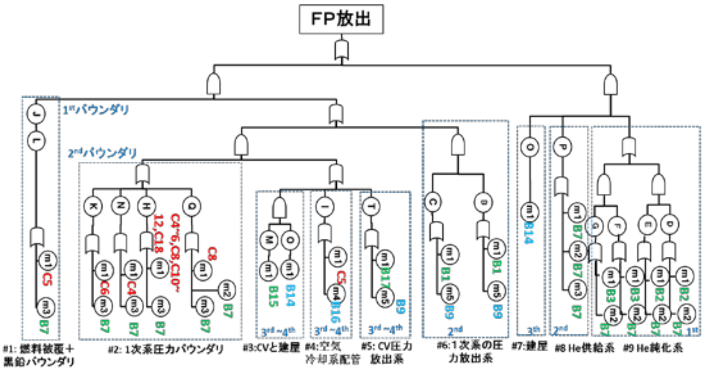


Figure 2: Fault Tree of Sabotage reaching to FP release

参考文献

[1] IAEA Nuclear Security Series No.16, "Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities"

*Kazuyuki Demachi[1], Kenichiro Kuwabara[1], Shi Chen[1], Koji Okamoto[1], [1]The University of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
(24) 燃料設計及び炉心設計

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(24) Fuel and reactor core design

*後藤 実[1], 相原 純[1], 植田 祥平[1], 深谷 裕司[1], 岡本 孝司[2]
[1]原子力機構, [2]東京大学

取出し時の燃料破損率を評価してプルトニウム燃焼高温ガス炉の被覆燃料粒子の設計を行った。炉停止余裕などの核特性値及び燃料温度を評価し、プルトニウム燃焼高温ガス炉の炉心設計を行った。

キーワード：高温ガス炉、プルトニウム、燃料設計、炉心設計

1. 緒言

プルトニウム（Pu）燃焼高温ガス炉[1]では高燃焼度による核分裂性 Pu の削減を図る。高燃焼度における被覆燃料粒子の内圧破損を防ぐために、核分裂に伴い燃料核から放出される遊離酸素のゲッターとして炭化ジルコニウム（ZrC）を燃料核に被覆する燃料設計の成立性を示した。また、高燃焼度を達成するために、軸方向燃料シャッフリングを採用した炉心設計の成立性を示した。

2. 計算方法

被覆層の中で SiC 層の強度が最も高く、FP ガスを被覆燃料粒子内に閉じ込める圧力容器としての機能を持つ。SiC 層の破損率をワイブル関数を用いて評価した。破損率の計算に必要な SiC 層の応力は、SiC 層に隣接する外側熱分解炭素層の照射収縮による締め付け及び FP ガスによる内圧上昇を考慮して計算した。減圧事故時の崩壊熱除去の観点から[3]、90 カラム炉心（600 MWt、300 日×2 バッチ）及び 132 カラム炉心（400 MWt、430 日×4 バッチ）（図 1）の 2 つの炉心について、炉心燃焼計算及び燃料温度計算を行い、炉停止余裕などの核特性値及び通常運転時の燃料最高温度を評価した。

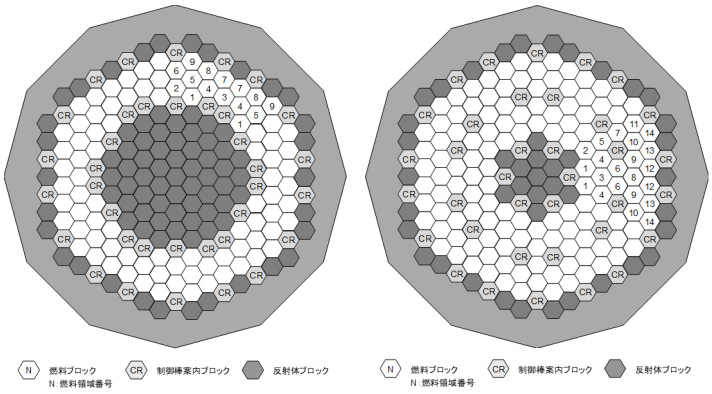


図 1　90 カラム炉心（左）及び 132 カラム炉心（右）の断面

3. 結果

取出し時（625 GWd/t）の SiC 層の破損率は、図 2 に示すように目標値（3.3×10^{-3}）[2]を満たし、燃料設計が成立することを示した。90 カラム炉心及び 132 カラム炉心の核特性値及び燃料最高温度の計算結果は、制限値（炉停止余裕 > 1.0%Δk/k、温度係数 <0%Δk/k/°C、燃料最高温度 <1400°C）を満たし、炉心設計が成立することを示した。また。取出し時の燃焼度はそれぞれ 480 GWd/t 及び 625 GWd/t であり、装荷時の Pu-239 をそれぞれ 85%及び 97%削減できることを示した。

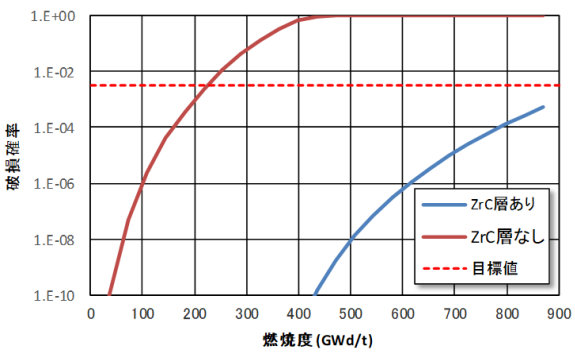


図 2　SiC 層破損率の計算結果

参考文献

[1] Y. Fukaya, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 51(6), 2014.
[2] M. B. Richard, GA-A25934, 2007..
[3] 中野正明　他、2016 年秋の大会, 2I05.

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果です。

*M. Goto[1], J. Aihara[1], S. Ueta[1], Y. Fukaya[1] and K. Okamoto[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (25) プルトニウム燃焼高温ガス炉の安全解析

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(25) Reactor safety analyses for Pu-burner HTGR

*中野 正明[1]、大橋 一孝[1]、岡本 孝司[2]
[1]富士電機, [2]東京大学

プルトニウム燃焼高温ガス炉について、炉心核熱設計により定められた炉心仕様をもとに、設計基準事故である減圧事故時の原子炉の安全解析を行い、原子炉心設計が成立していることを確認した。

キーワード：高温ガス炉, プルトニウム燃焼, 安全解析

1. 緒言

プルトニウム燃焼高温ガス炉の原子炉安全性を評価するために、炉心核熱設計により定められた原子炉諸元・炉心諸元に対し、これまで検討してきた崩壊熱評価手法や安全解析手法を用いて原子炉の安全解析を実施し、設計基準事象である減圧事故において、燃料温度及び原子炉圧力容器（RPV）温度がいずれも安全上の判断基準を超えず、原子炉設計が成立していることを確認した。

2. 解析評価

表-1 に示す炉心を対象として、原子炉の安全設計の基本となる減圧事故での温度挙動解析を行った。解析には 2 次元温度挙動解析コード TAC-NC を用いた。事故時の発熱としては原子炉スクラム後のプルトニウム燃料からの崩壊熱、除熱は、RPV の外側に設置した冷却パネルへの熱伝導や輻射による受動的な冷却によるものとした。

燃料最高温度及び RPV 最高温度が発生する燃焼時点での、減圧事故時の燃料温度及び RPV 温度の時間変化を図-1 に示す。それぞれ制限値である 1600℃、537℃以下である結果となった。

表-1　原子炉主要諸元

原子炉熱出力	600 MWth
燃料	プルトニウム（Pu-YSZ*）
炉心形状	環状炉心 （内径：3.7m、外径：5.5m） 炉心高さ：8.4m
燃料カラム数	90
崩壊熱除去方法	炉容器外側からの自然冷却

*イットリア安定化ジルコニア

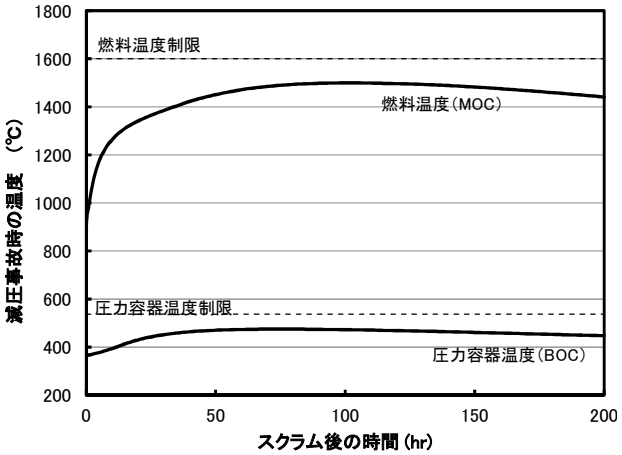


図-1　減圧事故時の温度挙動

3. 結論

炉心核熱設計により定められた炉心諸元に対して減圧事故を対象に安全解析を実施し、燃料温度、RPV 温度がそれぞれ制限値を満足していることを示した。燃料カラム数 90 カラム、熱出力 600MWth のプルトニウム燃焼高温ガス炉の原子炉設計は安全評価上成立していることを確認した。

■ 本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

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

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (26)3S-TRISO 燃料の試作と製造試験

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR
(26) Study on 3S-TRISO fuel fabrication

*本田真樹[1]，斉木洋平[1]，高橋昌史[1]，大平幸一[1]，岡本孝司[2]
[1]原子燃料工業(株), [2]東京大学

CeO_2-YSZ 燃料核試作を行い ZrC 被覆試験へ供した。その後、ZrC 層被覆付き CeO_2-YSZ 燃料核を用いて 3S-TRISO 被覆粒子を試作した。また、これを用いて高温ガス炉用 3S-TRISO 燃料コンパクトの試作及び品質確認を行い、プルトニウム燃焼高温ガス炉用 3S-TRISO 燃料の製造性を確認した。

キーワード：被覆燃料粒子　安全性　セキュリティ　プルトニウム燃焼　燃料コンパクト

1. 緒言

プルトニウム燃焼高温ガス炉用のセキュリティ強化型安全燃料は、化学的に安定なイットリア安定化ジルコニア（YSZ）を用いた PuO_2-YSZ を燃料核とし、高温ガス炉用燃料の特徴である、4 層（低密度及び高密度炭素層及び SiC 層の 3 種類の被覆層からなるので TRISO と称する）の被覆層と、さらに被覆層内圧力を低減するための ZrC 被覆層を有し、セキュリティ（Security）と核不拡散性（Safeguard）と安全性（Safety）を併せ持つことから 3S-TRISO 燃料と称している。本報告では、昨年度までの成果をもとに実施した 3S-TRISO 燃料用燃料核、被覆粒子、燃料コンパクトの試作及び製造の結果を報告する。

2. 試験

2-1. 3S-TRISO 被覆粒子の製造試験

2016 年度までの成果[1]をもとに φ0.43mm の模擬核 500g/バッチを用いて被覆試験を行い、各被覆層厚さのバラツキを低減するガス流量条件 85～105L/min を見出した。本条件にて ZrC 層付 CeO_2-YSZ 燃料核への TRISO 被覆を行い、ZrC 層とともに Buffer 層 78μm、I-PyC 層 30μm、SiC 層 26μm、O-PyC 層 51μm をもつ 3S-TRISO 被覆粒子を得た。

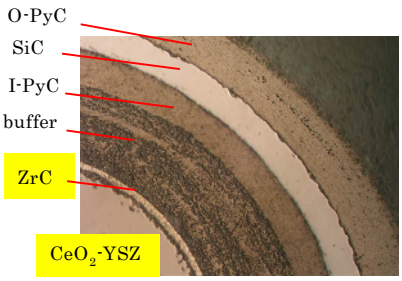


図 1 3S-TRISO 被覆粒子(00PB17-2004)

2-2. 3S-TRISO 模擬燃料コンパクトの製造試験

得られた 3S-TRISO 被覆粒子を用いて HTTR 用燃料に準じた製造方法及び仕様で燃料コンパクトの試作試験を行った。その結果、外観及び外形寸法、マトリックス密度、金相試験による断面観察結果等の品質が HTTR 用燃料と同等の 3S-TRISO 燃料コンパクトを得た。

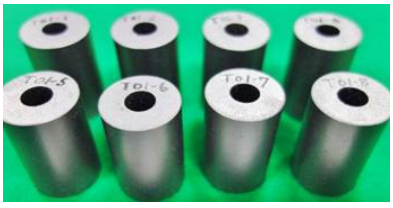


図 2 焼成後 3S-TRISO 燃料コンパクト (17-T1001)

3. まとめ

CeO_2-YSZ 燃料核及び ZrC 層付き CeO_2-YSZ 燃料核を用いた 3S-TRISO 被覆粒子及び 3S-TRISO 燃料コンパクトの試作により、プルトニウム燃焼高温ガス炉用セキュリティ強化型安全燃料の製造性を実証した。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果である。

参考文献

[1] 齋木洋平他,日本原子力学会 2017 秋の年会「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発　(20) 3S-TRISO 燃料の試作と製造検討」

*Masaki Honda[1], Yohei Saiki[1], Masashi Takahashi[1], Koichi Ohira[1], Koji Okamoto[2]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd. , [2]University of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発
(27) ZrC 層被覆試験と特性評価

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(27) Test and Characterization for ZrC Coating

*植田 祥平[1], 相原 純[1], 水田 直紀[1], 橘 幸男[1], 國富 一彦[1], 岡本 孝司[2]

[1]原子力機構, [2]東京大学

セキュリティ強化型安全燃料を高燃焼度化する炭化ジルコニウム（ZrC）層を CeO_2-YSZ（二酸化セリウム-イットリア安定化ジルコニア）模擬燃料核上へ直接被覆し、定比 ZrC の被覆条件の再現性を確認した。

キーワード：被覆燃料粒子，炭化ジルコニウム，化学蒸着，被覆試験，特性評価

1. 緒言

セキュリティ強化型安全燃料は、核拡散抵抗性を持つ PuO_2-YSZ 燃料核上へ酸素ゲッターの ZrC を直接被覆する方法で、燃料破損の主原因である遊離酸素由来の内圧上昇を抑制し、500 GWd/t を目指す高燃焼度化を図る。平成 29 年度は、高燃焼度に対応した小径化 CeO_2-YSZ 模擬燃料核（直径 700→400 μm）上へ目標厚さ 10 μm の定比（C/Zr 比が 1）の ZrC 層を被覆するため、原子力機構の ZrC 被覆実験装置を用いた臭化物化学蒸着法による ZrC 層の被覆試験を行い、微細組織を走査型透過電子顕微鏡（STEM）で観察した。

2. 方法及び結果

2-1. ZrC 層被覆試験

ZrC 層被覆条件を直径約 400 μm の CeO_2-YSZ 粒子に対応させるため、流動床への原料ガス導入に多孔化ノズル（4 孔、内径 φ1.5mm）[1]を採用し、被覆温度約 1350℃、粒子装荷量 100 g、目標被覆時間 75 分の条件で被覆試験を実施した。その結果、厚さ約 8～18 μm、C/Zr 比約 0.95 の ZrC 層の取得に成功し（図 1）、定比 ZrC 被覆条件の再現性を確認するとともに、ZrC 成長速度を最大約 0.13 μm/分と評価した。

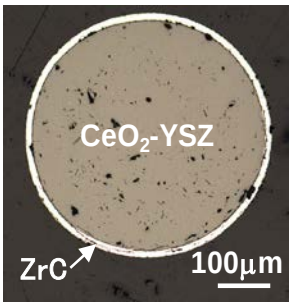


図 1 CeO_2-YSZ 模擬核上の ZrC 層の断面

2-2. 特性評価

ZrC と CeO_2-YSZ 境界面の材料特性の把握のため、STEM を用いて微細組織を観察した。その結果（図 2）、境界面の一部に隙間やボイドが確認されたものの、遊離炭素の多い ZrC 層に特徴的な積層状構造が観察されなかったことから、ZrC 層自体の品質が高いことを確認できた。

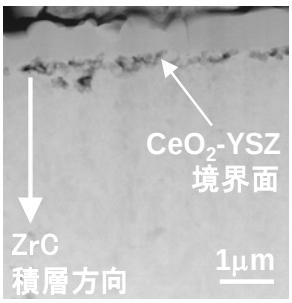


図 2 ZrC と CeO_2-YSZ 境界面の STEM 暗視野像

3. 結論

小径（直径 400 μm）の CeO_2-YSZ 模擬燃料核上への ZrC 層被覆試験により、これまで YSZ 模擬核（直径 700 μm）で最適化してきた定比 ZrC 被覆条件の再現性を確認できたことで、セキュリティ強化型安全燃料の 500 GWd/t を目指す高燃焼度化に対応できた。本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業により実施された「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の成果です。

参考文献

[1] 植田他，日本原子力学会「2017 年秋の大会」1J12，平成 28 年 9 月 13 日（水）北海道大学

* Shohei Ueta[1], Jun Aihara[1], Naoki Mizuta[1], Yukio Tachibana[1], Kazuhiko Kunitomi[1] and Koji Okamoto[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Univ. of Tokyo

プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発 (28) 導入シナリオと諸量評価

Development of Security and Safety Fuel for Pu-burner HTGR

(28) Introduction Scenario and Mass Balance Evaluation

*深谷 裕司[1]，後藤 実[1]，植田 祥平[1]，岡本 孝司[2]

[1]原子力機構，[2]東京大学

プルトニウム燃焼高温ガス炉によるプルトニウム燃焼システムの成立性を確認するために、導入シナリオを検討し、それに基づき、サイクル諸量の評価を行い、提案システムの有効性を定量的に確認した。

キーワード：キーワード 1 高温ガス炉，プルトニウム燃焼、3S、諸量評価、導入シナリオ

1. 緒言

プルトニウム燃焼高温ガス炉セキュリティ強化型安全燃料開発を行い、安全かつセキュアなプルトニウム燃焼高温ガス炉の概念及び基盤技術を完成させた。本研究では提案技術を用いたプルトニウムシステムの将来の日本への導入を想定し、具体的な導入シナリオを設定し、サイクル諸量を評価することにより、その導入効果を定量的に確認し、その有用性を確認することを目的とする。

2. 評価法

平成 27 年「長期エネルギー需要見通し」に基づき、2030 年の発電容量を 30GWe と予測し、2025 年から軽水炉新設の導入、2030 年から高温ガス炉の導入を想定し評価した。プルトニウム燃焼高温ガス炉の使用済燃料は核拡散抵抗性を高めた YSZ 固化燃料を用いるため再処理はできず直接処分を想定する。この時の廃棄物発生量、処分場専有面積に関して評価するが、その評価にはモンテカルロ法に中性子輸送コードによる全炉心燃焼解析のスペクトルと実効断面積を反映した燃焼解析により崩壊熱を評価し、熱伝導方程式を解くことにより、地層中の温度評価を行い処分場レイアウトを決定した。

3. 結果と結論

初めに、Pu 燃焼高温ガス炉と軽水炉 MOX との発電量と廃棄物諸元を比較した（表 1）。軽水炉 MOX に関しても直接処分を想定している。MOX の再処理には六ケ所再処理施設は使えないこと、ウラン使用済燃料に関しても再処理容量を超えた分に関しては直接処分すべきとの議論もあり、軽水炉 MOX を直接処分することは、現実的な想定である。Pu 燃焼高温ガス炉を用いることにより、同一量の Pu により、軽水炉 MOX と比較し 6 割多くの発電が可能であり、発電当たりの廃棄物量は 2 割減、処分場専有面積は 4 割減となった。導入シナリオを想定した際の Pu 蓄積量・消費量及び使用済燃料貯蓄量を図 1 に示す。その結果、現在の余剰 Pu に相当する 46tU を 6 年で消費できることが分かった。提案システムでは再処理・燃料製造一体型プラントを想定し、分離 Pu はすべて焼結された PuO_2-YSZ 燃料核の形で貯蔵される。そのため、余剰 Pu は発生しない。これにより、導入後 6 年で余剰 Pu は完全になくなる。このように提案システムの Pu 燃焼システムとしての成立性を確認できた。なお、本発表は平成 26 年から平成 29 年に実施した原子力システム事業「プルトニウム燃焼高温ガス炉を実現するセキュリティ強化型安全燃料開発」の研究成果を報告するものである。

表 1 発電量・廃棄物諸元の比較

	軽水炉 MOX	Pu燃焼 高温ガス炉
発電量(TWeh/tPu)	3.5	5.3
廃棄体発生量 (canister/TWeh)	6.6	5.1
処分場専有面積 (m^2/TWeh)	2,363	1,369

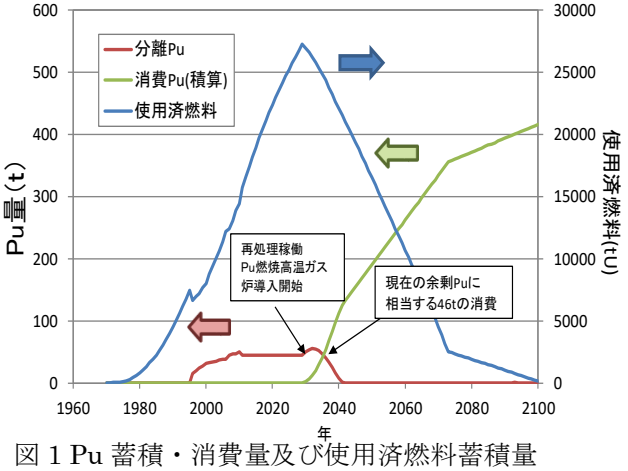


図 1 Pu 蓄積・消費量及び使用済燃料蓄積量

*Yuji Fukaya[1], Minoru Goto[1], Shohei Ueta[1] and Koji Okamoto[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The University of Tokyo

General Meeting

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room H B32 - B Building

[2H_GM] 「新型炉部会」第17回全体会議

[2H_GM] General Meeting

General Meeting

[2H_GM] 「新型炉部会」第17回全体会議

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room H (B32 -B Building)

[2H_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Advanced Reactor Division

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H_PL] Report from Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

Chair:Akira Yamaguchi(Univ. of Tokyo)

[2H_PL01] Scope of Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

*Naoto Kasahara[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2H_PL02] Long-Term Perspective: Significance of Fast Reactor Development

*Yukihide Mori[1] (1. MFBR)

[2H_PL03] Short-Term Perspective: Technology Succession and Safety Improvement Based on TEPCO Fukushima Dai-ichi Accident

*Takaaki Sakai[1] (1. Tokai Univ.)

[2H_PL04] Discussion

2018年秋の大会

新型炉部会セッション

高速炉戦略ロードマップ検討会報告
Report from Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

(1) 高速炉戦略ロードマップ検討会の検討範囲

(1) Scope of Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

*笠原　直人[1]
[1]東京大学

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所事故、電力自由化の進展および2016年末の「もんじゅ」廃止措置決定といった情勢の大きな変化により、高速炉開発戦略を練り直す必要性が出てきている。また、国が設置した高速炉開発会議の下、今後10年程度の高速炉開発戦略ロードマップ構築の検討が実施されている[1]。

このような状況から、原子力学会の新型炉部会は「高速炉戦略ロードマップ検討会」を設置し、高速炉サイクル開発の長期目標や人と社会との係りを含む技術戦略を中心に、今後検討されるロードマップを補完する見解を示すこととした。ここでは、検討の基本方針、検討範囲及び技術戦略の視点について述べる。

2. 検討の基本方針

原子力学会新型炉部会は、公衆の安全をすべてに優先させて、原子力の平和利用に関する学術および技術の進歩を図る立場から、高速炉の研究開発に係る大学、研究機関、メーカ、電力の職員、OBが多く参加している。このため、高速炉開発に強い関心を持つ研究者、技術者、経験者が自由に討議し、多様な議論の中から本質的な部分を抽出・展開していくことが期待されている。併せて、高速炉開発の意義と開発の方向性について、それぞれの立場で高速炉開発に関与した経験を踏まえ、国民が理解し易い形で示していくことも期待できよう。

ここで、大規模な技術開発を長期に亘り継続するには国民の理解が必要であることから、提示する技術戦略は、世の中がそれをどのように理解するかを考え、国民に支持が得られる論理（Logic）とそれを支える事実認識(Fact Finding)が必要である。

このため、検討の範囲を技術から人や社会まで広げ、以下の（１）から（６）の範囲の検討に基づき、技術戦略に関する提言を行うこととした。

（１）高速炉サイクル開発の意義
（２）高速炉サイクル開発の特徴
（３）我が国の高速炉開発の歴史と現状
（４）海外の高速炉開発の状況
（５）長期開発における不確実性とその対応策
（６）失敗や事故の経験を活かすマネジメント

3. 検討の範囲

上記方針に基づく検討範囲の中で、特徴的な（２）（５）（６）について以下に説明する。

3-1. 高速炉サイクル開発の特徴

高速炉サイクルの開発を含めどんな技術でも、新しい技術の開発には失敗を繰り返しながらの試行錯誤の過程がある。新型原子炉を開発していく場合、万一大きな事故が起きた場合は、放射性物質の放散に至

* Naoto Kasahara
[1]The University of Tokyo

る可能性があることから、炉心溶融などの大失敗は許容されない。このため特に慎重に開発を進めていく必要があり、燃料材料等の基礎基盤的な研究開発から原子炉の原理を確認する「実験炉」、発電システムまで含めた工学実証を目指す「原型炉」、経済的に建設・運転管理できることを確認する「実証炉」、発電炉として事業性の見込める「商用炉」と、段階を踏んだ開発が行われてきた。このため、新型炉の実用化には、技術者の現役寿命を超える数十年以上の研究開発期間と、それぞれの段階の原子炉の設計及び建設費が必要となり、開発の段階が実用化に接近していくとともに、その開発総額はかなり大規模になる[2]。

特に高速炉サイクルの実用化には、高速炉用の燃料製造や再処理技術も必要になる。軽水炉と共存する高速炉の導入初期は、軽水炉の使用済燃料を再処理して、燃料製造をする施設の建設が必要となるほか、軽水炉でのプルサーマル利用との共用等、効率的な開発が重要である。

高速炉として最も多くの国で開発が進められてきたナトリウム冷却高速炉は、原型炉級の開発から実証炉あるいは商用炉の段階に到達しており、その開発に必要な資金規模は大きくなっている。その一方で、未だ開発段階にあるため、安全審査から建設、安定運転に対するリスクが軽水炉と比較して大きく、その投資を回収できる事業見通しが立てられる状況ではない。このため、高速炉の実用化を目指す、フランス、ロシア、中国、インドは、国策として国が主導的に、建設までに必要となる研究開発に投資し、実用化に向けた着実な研究開発が進められている。

3-2. 長期開発における不確実性とその対応策

高速炉サイクル技術の開発の最大の特徴は、技術の利用時期も含め、開発スパンが非常に長期に及ぶところである。このため、リソース（人的、予算的を含む）を如何に計画的に配分し効果的に開発を進めていくかが課題となる。

一般に、長期間にわたる開発は、それが実用化する時には、当初のニーズが陳腐化して役に立たなくなるリスク等が指摘されている。しかしながら高速炉サイクル技術は我が国のエネルギー安全を保障する最も有力な技術であるとの認識は、原子力技術開発の黎明期から現在に至る60年以上何ら変わっていない。我が国は世界で最も資源に恵まれない国の一つであり、かつ現在優れた工業技術を有している。また、リサイクルによって資源を無駄にせずに環境に負荷をかけない方針は、国柄にあっている。以上から、我が国の目的達成が、そのまま世界貢献につながる、意義深いテーマである。こうした意義が陳腐化することはないと考えられるが、人材を確保し技術を維持していくには、それを国民に理解してもらう継続努力が必要である。

現時点で高速炉サイクルの実用化に向けた開発を進めているフランス、ロシア、中国、インドのみならず、多様な新型炉の研究開発をしている米国や英国においても、ナトリウム冷却高速炉がもっとも実現性が高い技術体系と評価している専門家は多い。しかし、高速炉サイクルを実用化する方策については、長期的開発期間を考慮すると、現在の主流であるナトリウム冷却以外の可能性も否定できず、適切に国際的開発動向を踏まえた計画の定期的な見直しが必要となる。

以上より、高速炉サイクル技術の実現に向けては、50年以上に亘る長期の開発計画を具体化し、必要なリソースの確保および効果的な配分が重要となる。また、適当な期間毎に社会情勢の変化、国内外の開発動向等を考慮して、開発の進め方を見直すことができるホールドポイントを設けることが必要であると考えられる。

3-3. 失敗や事故の経験を活かすマネジメント

高速炉サイクル技術のような新技術開発は、どのような努力をしても開発中の失敗やトラブル、事故は避けられず、それらのリスクに対するマネジメント（リスクマネジメント）を徹底したしぶとさが必要である。例えば、ナトリウム漏えい事故の場合、日本では「もんじゅ」におけるナトリウム漏えいに対するマネジメントに失敗し、結果的に長期運転停止を招いた。一方、海外ではロシアBN-600では20回以上のナトリウム漏えいを経験しながらも、マネジメントをしっかり行いその経験を技術開発に生かした結果、高い稼働率で運転している。フランスも同様に20回以上のナトリウム漏えいを原型炉フェニックスで経験し、それらの教訓も含めて実証炉スーパー・フェニックスの建設運転を行った。

我が国において、失敗やトラブル、事故の経験を活かすマネジメントを実現するためには、適切でかつ丁寧な社会への情報発信や関係するステークホルダー（規制機関等）との議論や情報共有と、PDCA（Plan, Do, Check, Action）による継続的改善が必要である。

具体例の一つとして、安全神話などの誤解や、絶対安全か非安全かといった二項対立による不合理な判断がなされることが無いように注意が必要である。「もんじゅ」が放射線に無関係な２次系のナトリウム漏えい事故で長期間停止した要因の一つに、ナトリウム漏えいは起こり得ないとの誤解を与える説明をしたことと、事故後もそうした誤解を解く努力をしてこなかったことが挙げられる。その結果、ナトリウムに対する過度の恐れを招き、高速炉は軽水炉より危険な炉との印象が広がった感は否めない。

「もんじゅ」は、ナトリウム漏えいやSG伝熱管破損でのNa－水反応等が例え起こったとしても、炉心損傷事故には繋がらないシステム構成になっている。これからは、絶対安全のような安易な説明ではなく、どんなに努力してもトラブルや軽微な事故が起る可能性はゼロで無いことを伝えた上で、仮にナトリウム漏えいが起ったような場合でも、その影響が炉心燃料の健全性に影響を及ぼさない設計対策、漏えいを早期に検出し停止させる対策、漏洩の影響が建屋施設や設備の健全性に影響を与えない対策などを、多重に講じることで重大事故には至らないことを丁寧に説明していくべきである。また、このような設備の適切な保全により、信頼性や安全性を向上させる努力を継続していくことも説明すべきである。さらに、軽水炉と高速炉では、炉心損傷事故につながる要因と、事故時の影響緩和策が異なることから、それを考慮した対策や規制が合理的であることを、ねばり強く説明していくことが必要である。

「もんじゅ」の廃止措置はナトリウムの安全性や取扱いの技術に問題があったからではない。技術的には実用化一歩手前まで確立されていることを、高速炉開発の意義と共に、国民に説明し続けることも大切である。

4. 技術戦略の視点

上記の検討結果から、従来の実験炉から実証炉へステップアップする単調な計画では、3-2で述べた不確実性の大きい環境下での長期開発は困難が予想される。このため、今後50～100年程度の期間が必要であると見込まれる開発を継続するための意義を確認し、現在の情勢や目先の利益からは一定の距離を置いた普遍的な目標を定め、長期的視点でもって、本来あるべき姿からバックキャストで考えることとする。次に、長期的視点との整合性を前提とした上、短期的視点で、現在の情勢から出発してフォアキャストで検討することとする。このような長期と短期の２つの視点を設けることで、長期に亘る一貫性と不確実性に対する柔軟性の両者を確保する方針とする。

4.1 長期的視点(30年～100年)：本来あるべき姿からのバックキャストの検討

長期間一貫性のある研究開発を継続するため、高速炉を開発する意義を国民に分かり易く説明できる技術戦略とする。そのためには、エネルギー安全保障、世界情勢、世界貢献といった大きな視野に基づくものとする。特に我が国にとって死活的に重要なエネルギー安全保障については、予測の不確実性に対して安全側の立場から検討する。

また、局所的因子の影響を受けた見直しにより変動幅が大きくなる短期的な技術戦略と、柔軟に整合できるように、普遍的かつ間口の広い技術戦略とする。

理論的可能性のある理想的な技術（高速中性子を利用した閉じた燃料サイクル）の追求を最終目標として、そこに至るまでのステップを示す。特に、我が国において原子力エネルギーを持続的に利用していくために以下項目の考慮が重要である。

① 軽水炉利用の拡大に伴い顕在化するウラン資源の価格高騰リスクへの備え、
② 軽水炉サイクルでは廃棄物側に移行する超長半減期核種の減容と有害度低減

4.2 短期的視点(20年～30年)：現在の情勢からのフォアキャストの検討

東京電力福島第一原子力発電所事故後の現在の情勢と、「もんじゅ」廃止措置の教訓を踏まえ、長期の開

発目標である閉じた核燃料サイクルを実現していくための最初の一歩の技術戦略を提示する。

③　軽水炉によるプルサーマルで蓄積していくMOX使用済み燃料(高次化プルトニウムを含む)の低減

④「常陽」、「もんじゅ」、その後の実用化研究開発やASTRID協力等で蓄積された我が国の高速炉技術の維持発展と有効活用

⑤　我が国が主導的に開発してきた高速炉の安全性向上技術（受動安全性技術や炉心損傷時の影響緩和対策）を実証し、世界の高速炉安全性のデファクトスタンダード化

国内軽水炉やプルサーマル利用が進んでいる仏は、③②①の優先順位で開発を進めている。一方、軽水炉の導入拡大と並行して高速炉開発を加速している露印中は、①を中心に開発を進めている。我が国の開発方針を決めるにあたっては、我が国の原子力利用の状況に照らして、向こう20年から30年でどのようなことに取り組むべきかを検討していく必要がある。

参考文献

[1] 原子力関係閣僚会議,「高速炉開発の方針」(2016年12月決定)

[2] 原子力教科書「高速炉システム設計」オーム社(2014)

2018年秋の大会

新型炉部会セッション

高速炉戦略ロードマップ検討会報告
Report from Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

(2) 長期的視点からの検討：高速炉開発の意義

(2) Long-Term Perspective: Significance of Fast Reactor Development

*森　行秀[1]，小野　清[2]，大滝　明[2]
[1]MFBR，[2]原子力機構

1. はじめに

世界は、脱炭素社会を目指すことで合意されている。我が国もCO_2を排出しないベースロード電源として原子力エネルギーを利用していく方針が閣議決定された第5次エネルギー基本計画に謳われている。原子力の利用に際して、高速炉サイクルは、安全性の確保を大前提に、ウラン資源の利用の大幅な拡大によって長期に亘りエネルギーを安定供給し、放射性廃棄物の減容と潜在的有害度の低減を達成できる技術であることから、その開発意義は今も変わることはないが、最終目標に至るには長期の開発が必要であり、その間には国際環境の変化、政策の変化など種々の不確実性が存在する。このため、今後50～100年程度の期間におけるエネルギー安全保障、世界情勢、世界貢献といった大きな視野に基づき、2100年がどのような状況なのかを、原子力発電量、ウラン資源量等から予測設定し、そこに至る道筋をケーススタディした。

2. 世界の原子力情勢の見通し

2015年12月に196か国が参加した気象変動に関するパリ協定では、地球の平均気温上昇を2℃以内に収める目標が合意され、各国政府は約束草案を提出して対策を取ることとなった。2017年にIAEAがまとめた2050年までの世界のエネルギー・電力・原子力発電予測[1]によると、30ヵ国で448基の原子力発電所が稼働、15ヵ国に61基が建設中であり、2016年末の原子力発電量は391GWeに達し、これまでに報告された最高レベルにある。多くの加盟国は、エネルギー供給の安全保障の向上と気候変動の緩和において原子力が低炭素技術として引き続き主導的な役割を持つと認識している。

2-1. 原子力成長見通し

世界の原子力成長の見通しは、国際原子力機関（IAEA）を始め国際エネルギー機関（IEA）が毎年取り纏め報告されている。IAEAは、将来の原子力成長の見通しを高位/低位で予測[1]しており、原子力発電設備容量に関する低位予測として、2016年の391GWeから2030年には345GWe、2050年には382GWeに回復すると予測する一方、高位予測では、現在の経済需要及び電力需要の伸び率が引き続き継続し、特に極東で高い成長が続くと想定し、2030年に554GWe、2040年には717GWe、2050年には874GWeに達するとしている。IAEA／NEAのUranium2016[2]では、2015年に382(低)～392(高)GWe、2030には418(低)～612(高)GWeと報告されている。また、OECD／IEAの原子力成長見通し[3]では、IEA2℃シナリオ（IEA-ETP2015-2DS）において全発電量に占める原子力の割合が11%（2012年）から17%（2050年）へ増大するとともに、原子力発電設備容量を2014年の396GWeから2050年に930GWeまで増大する予測を提示している。特に中国、インドにおける原子力利用の拡大は顕著であり、近年の当該国情報[4],[5]によると、2050年時点で中国は現在計画240GWeをはるかに超える400GWe超へ拡大との報告があるほか、インドでは275GWeを目指す目標が表明されている。これらの情報を基に、長期的視点として2100年断面の世界の原子力発電設備容量を外挿すると、低位予測として420～630GWe、高位予測として1,500～1,600GWeに達することを想定する必要がある。

---

* *Yukihide Mori[1], Kiyoshi Ono[2] and Akira Ohtaki[2]
[1]Mitsubishi FBR Systems, Inc., [2]Japan Atomic Energy Agency

2-2. 天然ウラン資源の見通し

天然ウラン資源は、金属資源として濃集したもの（鉱床）でなければ回収には多大なコストとエネルギーを要するため、実用に供することは難しい。Uranium 2016によると、コスト区分USD260/kgU未満のウラン資源量が記載されている。そこでは既知資源として764万tU、これは、鉱床の規模･品位･形状が明らかな確認資源439万tUと、鉱床の規模･特性に関するデータが不十分な推定資源326万tUの合計として示されている。これに加え、未発見の資源として、既存鉱床の地質的延長にウラン資源の存在が間接的事実をもとに推定される予測資源と、特定の地質鉱床地帯の中に期待される期待資源を合計した742万tUも推定されており、既知資源と未発見資源を合わせた在来型ウラン資源の総計は1506万tUとされている。一方、同報告では、前述の原子力発電設備容量の予測とともにウラン需要量予測も併記されている。パリ協定合意前の2014年における世界の原子力発電設備容量（377GWe）が必要とする年間の天然ウラン使用量（約5.6万tU/年）で使い続けた場合、既知資源764万tUは135年間賄える量となるが、確認資源量439万tUで評価すると約1/2の78年が消費限界年数となる。同機関の過去の報告（Uranium2005以降）を資源コスト区分ごとにみると、USD40/kgU未満やUSD80/kgU未満のウラン資源は、確認資源、続いて推定資源と確実に資源量が減少し、2009年以降、USD80/kgU以上USD260/kgU未満の資源量が平衡状態にあることがわかる。これらのウラン資源量と左記に外挿した2100年の原子力発電容量（低位予測：420GWe、高位予測：1600GWe）に対応する年間消費量（低位予測：7.2万tU、高位予測：22.3万tU）から2100年までの残存資源量を評価すると、2014年に764万tUとされる既知資源は、低位予測で176万tUまで減少すると評価され、高位予測では2070年過ぎに残存量がゼロ（枯渇）になる。同様に確認資源439万tUで評価すると、それぞれ、低位予測で2080年、高位予測で2055年には残存資源量がなくなることになる。パリ協定後、脱炭素化指向によりロシア、中国、インドを始めとして、原子力発電の導入を加速する動きを踏まえると、決して考えられないことではないことがわかる。現実的には、低位予測と高位予測の間で推移することが考えられるが、いずれも、確認資源が消費限界に到達する前には、資源流出抑制が働き、流通量の規制やこれを引き金とする価格の高騰が十分懸念されるため、21世紀半ばまでにはウラン資源の確実な確保に加え、ウラン資源の輸入に頼らない準国産エネルギーシステムの構築、即ち、高速炉を実用化できる技術基盤を整備しておくことが必要である。

3. 国内原子力の見通し

2018年6月現在、新規制基準への適合性審査にかけられた原子力発電所は26基であり、2015年7月に策定された「長期エネルギー需給見通し」[6]における2030年断面の原子力比率（20～22%）確保に必要な原子力発電設備容量は、設備利用率を75%（既設軽水炉発電所のこれまでの平均）とした場合、32～36GWeとなるが、既に20年の延長申請が認可された発電所を含め全ての発電所を再稼働しても40年運転制限の下では需給見通しは達成できず、既設軽水炉を全て再稼働し、なおかつ60年運転とすることでようやくクリアできる。しかし、2030年のエネルギー需給を満足したとしても、2030年代半ばまでには60年を過ぎた発電所の廃止措置が始まり、急速に発電量は減少していく。原子力の発電設備容量を維持するには、2040年頃には従来から計画されていた新規発電所を投入していくことで、2050年頃までの発電量需給見通し維持は何とか達成が可能である。2050年断面における原子力発電比率が維持できたとして、その後も発電比率を維持するには、2050年以降導入すべき次世代の発電所をどのような炉型とするかをそれ以前には決定しなければならない。そこで、21～22世紀に向けた日本の原子力政策におけるあらゆる方面からの選択肢を検討し、今後の世界の原子力環境の中で、我が国が選択すべき方向性を評価した。

3-1. 国内原子力政策の選択肢の組合せ（導入シナリオ）の特徴

我が国の核燃料サイクル政策は、第5次エネルギー基本計画にも示されるように、高レベル放射性廃棄物の減容化・潜在的有害度低減や資源の有効利用等に資することを基本方針として、再処理やプルサーマル等の推進を指向している。そこで、原子力発電の長期継続に至る過程を分解し、①再稼働する原子力発電所をいつまで継続するか（順次停止・発電の継続）、②そこで発生する使用済燃料はどう処置するか（直接処分･再処理）、③使用済燃料から分離回収したPuをどう処置するか（現計画のプルサーマル計画まで使用・プルサーマルの長期継続）、④その使用済燃料（プルサーマル）はどう処置するか（直接処分・再処理）、

⑤使用済プルサーマル燃料から分離回収したPuはどう処置するか（プルサーマルでマルチリサイクル・高速炉で燃焼）、⑥その使用済燃料はどう処置するか（第二再処理以降で適宜再処理・さらに将来再処理）の問いに沿い、表1に示す長期に亘る選択肢の組合せ（シナリオ）について諸量を評価した。評価に際しては、以下の指標を設けシナリオの比較を実施した。

指標①･･･使用済燃料の中間貯蔵量は、現在計画する中間貯蔵対策量(約3万tHM)を超えないこと。

指標②-1･利用目的のないPu(余剰Pu)を保持しないため、再処理で回収したPuの貯蔵量はできるだけ少なくする。

指標②-2･核燃料サイクル系内の炉外Puインベントリが過剰に増加しないこと。

指標③･･･天然ウラン使用量が現在の購入契約量を超過する時期の明確化

指標④-1･放射性廃棄物発生量の減容効果として、処分場面積が増加しないこと。

指標④-2･処分後の放射能の潜在的有害度の低減

表1　原子力政策で考えられる選択肢の組合せ（シナリオ）一覧

<table>
<tr><th colspan="2" rowspan="2">シナリオ</th><th colspan="4">軽水炉</th><th colspan="2">高速炉(FR)</th></tr>
<tr><th>発電(UOX)</th><th>使用済UOX燃料</th><th>発電(MOX)</th><th>使用済MOX燃料</th><th>発電(MOX)</th><th>使用済FR燃料</th></tr>
<tr><td>原子力
早期停止</td><td>A1</td><td>2030年までに
全ﾌﾟﾗﾝﾄ停止</td><td>中間貯蔵後
⇒直接処分</td><td>既保有Pu分の
み発電</td><td>発生分は
直接処分</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td rowspan="2">原子力
順次停止</td><td>B1</td><td rowspan="2">再稼働し所定の
年数稼働後、停止
新増設なし</td><td>中間貯蔵後
⇒直接処分</td><td>既保有Pu分の
み発電</td><td rowspan="4">中間貯蔵後
⇒直接処分</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td>B2</td><td>RRPで再処理
以降は直接処分</td><td>現計画のみ
(大間NPPまで)</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td rowspan="4">2030年発電
割合を維持

高速炉導入
なし</td><td>C1</td><td rowspan="3">発電量維持のた
めUOX新増設導
入</td><td>中間貯蔵後
⇒直接処分</td><td>既保有Pu分の
み発電</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td>D1</td><td>RRPで再処理
以降は直接処分</td><td>現計画のみ
(大間NPPまで)</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td>E1</td><td rowspan="3">全量再処理

六ヶ所再処理
第2再処理
第3再処理</td><td rowspan="2">Puﾊﾞﾗﾝｽ範囲内
で継続発電
(全発電量の1/3)</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td>E2</td><td rowspan="2">第2再処理～</td><td>－</td><td>－</td></tr>
<tr><td rowspan="5">2030年発電
割合を維持

高速炉導入
あり</td><td>F1</td><td rowspan="5">高速炉移行完了
までは新増設</td><td rowspan="4">現計画のみ
(大間NPPまで)</td><td>2050年頃導入
(最大導入量:ﾌﾟﾙｻｰﾏﾙ規模)</td><td>第2再処理～</td></tr>
<tr><td>F2</td><td>第3再処理～</td><td>第3再処理～</td></tr>
<tr><td>G1</td><td>第2再処理～</td><td rowspan="2">2050年頃導入
2100年以降、全
発電量規模まで
移行</td><td>第2再処理～</td></tr>
<tr><td>G2</td><td>第3再処理～</td><td>第3再処理～</td></tr>
<tr><td>G3</td><td>第3再処理～
再処理/MA分離</td><td>向上
MA2wt%含有</td><td>第3再処理～
再処理/MA分離</td></tr>
</table>

3-2. シナリオ諸量の比較

(1)　使用済燃料の中間貯蔵管理量の逼迫

直接処分を選択した場合、使用済燃料の中間貯蔵量は、2030年過ぎに貯蔵限界量(約3万tHM)を超えるため、約1万tHM程度の追加の貯蔵施設が必要となる。一方、全量再処理を選択した場合には、使用済燃料の中間貯蔵量は1.5万tHM程度に留まる。2050年～2120年にかけて全発電量の1/3程度(約12GWe)まで高速炉を導入した場合、2150年時点の中間貯蔵量は1万tHM以下に留まる。さらに2090年頃から高速炉に本格移行するシナリオでは、貯蔵量は0.3万tHM程度までに減少する。

(2)　プルトニウム管理

再処理によって回収されるPuの貯蔵量は、多くのシナリオにおいて最大50tPu以下(平均的には30tPu以下)に抑制することが可能である。また、使用済燃料、ガラス固化体、貯蔵中の製品Puなどの炉外のPuインベントリに関して、直接処分を選択した場合、使用済燃料の形態で単調増加し2150年には約1,000tPuを超える。一方、高速炉の本格導入を行い完全移行する選択肢では、高速炉の本格導入開始時期(2090年

頃)から炉外Puインベントリは減少し、完全移行到達の2120年以降、使用済燃料集合体(冷却中･再処理待機)の形態で約300tPu程度になる。

(3) エネルギー安全保障

ウラン燃料を利用する軽水炉体系を長期に継続する場合、天然ウランの使用量は単調増加し、2070年には我が国のウラン購入契約量35万tUを超え、2150年には80万tUに達する。また、プルサーマルの長期継続や高速炉との併存によってウラン資源の使用量を抑制する場合、使用量は約8%～18.5%削減されるが、2150年時点で68万tUに達する。一方、2090年頃から高速炉の本格導入・完全移行を行うと、完全移行が完了する2120年時点でウランの使用量は50万tUとなり、その後の増加は抑制されるが、約10万tUの追加契約が必要となる。このウランの使用量は、高速炉の導入量に比例するため、将来的に現契約量に留めるには、高速炉の実用化を2050年頃より始める必要があることを示唆している。

(4) 放射性廃棄物の減容・潜在的有害度の低減

直接処分を選択した場合、安定処分に必要な廃棄体の離間距離がガラス固化体の離間距離に比べて、より距離を取る必要があることから、より多くの処分場面積が必要となる。ワンススルーで軽水炉を継続使用した場合、処分場面積は約32km^2(山手線内側の面積の約1/2)が必要となるが、再処理を行いガラス固化体として処分すると高速炉の導入如何に関わらず処分場の面積は約7km^2(羽田空港の約1/2)となる。さらに高速炉サイクルとしてMAを廃棄物から分離することにより、ガラス固化体の処分面積は約5km^{2}に縮小が可能となる。直接処分体の放射能の潜在的有害度は、埋設後から天然ウランレベルに低下するまでに、約19万年を必要とする。一方、現計画のプルサーマルと高速炉の併存を行い、その後再処理からガラス固化体として埋設する場合、天然ウランレベルに低下するには、約1～2万年を要する。高速炉の本格導入･移行を行い、さらに再処理時の高レベル廃液からMAを99%の収率で分離回収し（ただし、超長寿命核分裂生成物：LLFPの分離は除く）高速炉に一定量装荷して燃焼させると、放射能の潜在的有害度は、約0.2万年まで短縮が可能となる。

4. 結論

2015年12月の気象変動に関するパリ協定合意を受け、世界の原子力発電の規模は増加傾向に向かい、2050年時点の予測は、400GWeから930GWeへと拡大する傾向にあり、これに伴って天然ウランの需要増加が予想される。現在評価されている天然ウラン資源量は既知資源量で764万tUであり、パリ協定以前の世界の年間ウラン使用量が一定と仮定した消費限界年数は約135年と評価されるが、エネルギー政策として議論する際には、原子力発電規模の拡大の不確実性も考慮した検討が必要である。この視点から見ると、天然ウラン資源は、21世紀半ば(2050～2060年)には確認資源を消費し尽くし、推定資源に頼ることとなり、流通制限により価格高騰が懸念される。エネルギー自給率の低い日本として、このような状況に対応していくには、高速炉建設に必要となるリードタイムも考慮し、21世紀半ばには、ウラン資源への依存度を下げることができる高速炉技術の実用化見通しを獲得しておくべきである。

種々のシナリオにおける諸量評価の結果においても、高速炉の導入は、天然ウランの需要を抑え、我が国をウラン資源の流通規制や価格高騰のリスクから回避できる方策であるとともに、結果として我が国のエネルギーセキュリティ確保において有効であることを示した。さらには、ガラス固化体の発生量、処分場面積や潜在的有害度の低減効果も期待できる可能性を提示した。

これらの結果より、長期的視点からみた高速炉開発は、21世紀半ばまでに使用済MOX燃料を高速炉燃料として利用（U／Puの資源有効利用）することを可能にし、ウラン価格高騰の不確実性に備えるべきである。その次には、高速炉サイクルとしてMAのリサイクルを目指し、放射性廃棄物発生量を減容と潜在的有害度の低減に向けて段階的なシステムの技術拡張を図るべきである。

参考文献

[1] IAEA-RDS-1/37, “Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2050, 2017 Edition”, Sep. 2017
[2] IAEA/NEA No.7301, “Uranium 2016 Resources, Production and Demand.”,2017
[3] IEA/NEA, “Technology Roadmap Nuclear Energy 2015 edition”, 2015
[4] 第4回戦略ワーキンググループ資料2, ”The Progress of the GEN-IV reactor in China”, 2017.9
[5] 第5回戦略ワーキンググループ資料2,「インドの高速炉サイクル開発戦略」,2017.10
[6] 経済産業省,「長期エネルギー需給見通し」, 平成27年7月

2018年秋の大会

新型炉部会セッション

高速炉戦略ロードマップ検討会報告
Report from Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

(3) 短期的視点からの検討：技術継承と東電福島第一事故を踏まえた安全性向上

(3) Short-Term Perspective: Technology Succession and Safety Improvement Based on TEPCO Fukushima Dai-ichi Accident

*堺 公明[1]
[1]東海大学

1. はじめに

我が国は、資源の有効利用、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、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルの推進を基本的方針としている。その方針の下、「第5次エネルギー基本計画」（2018年7月閣議決定）[1]では、「『高速炉開発の方針』（2016年12月原子力関係閣僚会議決定）に基づき策定されるロードマップの下、米国や仏国等と国際協力を進めつつ、高速炉等の研究開発に取り組む」とされており、我が国は今後も技術開発を推進していくこととされている。新型炉部会は、長期的視点から検討した結果、「資源の有効利用」と「環境負荷低減」を両立できる高速炉を、必要性が高まる可能性のある21世紀半ばには高速炉を実用化できる技術基盤を整備すべきと考えている。一方、東京電力福島第一原子力発電所事故、電力自由化の進展および2016年末の「もんじゅ」廃止措置決定といった情勢の大きな変化を踏まえる必要がある。このため、短期的視点からの検討として、現在の情勢を考慮して向こう20年から30年間に取り組むべき事項の観点について検討する。

2. 社会的合意形成に向けた取組み

「高速炉開発の方針」[2]において、「今後の我が国の高速炉開発は、世界最高レベルの技術基盤の維持・発展を図りつつ、高い安全性と経済性を同時に達成する高速炉を開発し、将来的な実用化を図り、もって国際標準化に向けたリーダーシップを最大限に発揮することを目標に掲げる。」こととされているが、開発のステークホルダーをはじめ、規制機関を含む政府の関係省庁、都道府県、関係市町村、国民の各層において本決定が十分に浸透し、理解を得た状態で開発を推進することが重要である。特に、高速炉開発は、向こう50年から100年程度の長期的な取組みが必要となることから、エネルギー安全保障等の重要性、確保するべき安全性の目標、得られる便益及びコスト等の視点を長期間にわたって共有できるように、社会的な合意形成に取り組むとともに、その維持に努めることが重要である。

3. 安全性の向上（リスク低減）

東京電力福島第一原子力発電所事故により、我が国では安全性に対する考え方が見直され、新規制基準では、より過酷な自然災害への対策や様々なシビアアクシデント対策等を確実に行うことが要求されるようになった。一方、第4世代炉国際フォーラム（GIF）では、高速炉開発国の政府間協力として、ナトリウム冷却高速炉（SFR）に対する国際的な安全設計要件である安全設計クライテリア（SDC）と安全設計ガイドライン（SDG）の構築が進められている[3]。

そこでは、自然災害を起因とする事象を含めて炉心損傷を受動的に（物理現象を利用して）防止できる機構や、仮に大規模な炉心損傷に至った場合にも、その影響を原子炉容器内で終息させ、最終障壁である格納容器内に放射性物質を閉じ込め、周辺公衆の避難を不要とできるほど安全性を高めるための技術開発が重要となっている。これまでは、炉心損傷に至る事故を起こさないことに重点が置かれていたが、それだ

* Takaaki Sakai[1]
[1] Tokai Univ.

けではなく、今後は、炉心損傷が発生しても、敷地外への放射性物質の拡散を実質的に防ぐためのリスク低減努力を重視していく必要がある。そのためには、実用発電用原子炉（軽水炉）とは異なる高速炉の特徴を考慮したリスク低減を図る必要がある。また、こうした技術は、先行して開発された技術がデファクトスタンダード化することから、国際的な開発状況に遅延することなく、実用化を進めることが重要である。

4. 技術継承

我が国の高速炉開発は原型炉「もんじゅ」の設計・建設から30～40年経過している。このため「もんじゅ」経験者の引退により次期炉の設計にその経験を生かしていくことが困難な状況になってきており、世代間での技術伝承や人材育成は急務である。机上の設計研究と要素技術開発だけでは、高速炉の実用化に必要な機器の開発、プラント建設、運転保守等の能力は涵養されない。先行炉の経験知があるうちに、次世代を担う若手研究者・技術者と共に我が国の高速炉技術を維持・発展させるべきである。このためには、今後数十年かけて、安全性を向上させたプラント設計と技術開発、そして機器・構造物の製造・建設、運転という一連の経験を積む必要がある。

人材育成の観点からは、原子力エネルギーの役割、その安全な利用のための種々の対策等に関する丁寧な説明に継続的に取り組むとともに、原子力について正しく理解し、社会に対して伝えていくことのできる人材の育成が重要である[4]。特に、高速炉に関する正確な知識と情報に基づく教育がモティベイションを有した人材の育成につながることから、大学における原子力エネルギー利用に関する幅広い教育を強化するとともに、研究開発機関、規制機関等と大学間の高速炉サイクル技術に関する具体的な研究連携を推進し、研究開発人材に関するシームレスな育成を図ることが重要である。

5. 不確実性への備え

エネルギー安全保障と環境負荷低減のいずれがどの程度要求されるか不確実性が高いことから、両者に柔軟に対応できる計画とすることが重要である。また世界の技術開発の方向や市場の動向と整合できるように、炉型や燃料などに柔軟性を確保しておくことが望ましい。

現状の世界の高速炉開発に関する趨勢は、ナトリウム冷却と酸化物燃料あるいは金属燃料を組み合わせた高速炉サイクルである。我が国で蓄積されている技術は、酸化物燃料とナトリウム冷却炉の技術に厚みがあることから、ナトリウム冷却高速炉サイクルから優先的に開発していくのが合理的である。

一方、国際的には、萌芽的なものを含めて、様々な冷却材、燃料形態の革新的な高速炉概念の研究開発も行われている。これらの研究開発の動向については、常にアンテナを高くし、革新炉における研究開発から酸化物燃料ナトリウム冷却高速炉へ適用できる技術が開発される可能性に常に注意を払っていく必要がある。我が国はナトリウム冷却高速炉等の基幹技術の実用化に向けた技術開発とともに、革新炉技術の多様性確保の両者を達成できる研究開発環境を整備し、自由な発想ができる大学等が中心となって、幅広く多様な概念検討や基礎研究に取り組み、革新技術の創出と人材の育成を進めていくことが期待される。

6. 国内資産の活用

国際的にも貴重な施設である「もんじゅ」は廃止措置に移行するが、廃止措置期間中においても燃料取り出し時の燃料取り扱い技術知見蓄積や廃止措置過程における点検経験に基づく高速炉保守管理技術知見の蓄積や、解体過程において長期間ナトリウムを内包した機器の経年特性データ取得・設計検証を行うなど重要な技術成果を取得することができる。また、地震時のプラント安全性の評価構築に向けた「もんじゅ」の主要機器や構造物を活用した耐力限界の把握、次期炉設計に必要となる技術開発成果の集約、運転シミュレータ、ナトリウム取扱い訓練施設等を活用した高速炉技術者の人材育成にも活用できる。さらに、既存及び今後「もんじゅ」で得られる知見・経験とシミュレーション技術を組み合わせた新たな設計最適化手法を開発することにより、「もんじゅ」で期待された成果に匹敵した知見を得ることも期待できる。このため、廃止措置期間中においても国際的な視野で「もんじゅ」を最大限に活用した技術開発、知見・経験の蓄積を実施するべきである。

実験炉「常陽」は、現在、新規制基準への適合性審査に対応しているところである。「常陽」は世界最高レベルの高速中性子束を有しており、多様なニーズに対応可能なように工夫がなされている。また、高速炉研究や人材育成のみならず、核融合や非原子力分野からの基礎基盤研究や多目的利用が期待されている。さらに、照射後試験施設が近接しており、インフラが充実していることから、研究の発展性に期待できる。このような期待に応えるためにも、「常陽」は早期に再稼動して最大限活用していくべきである。

7. 国際協力

フランスとのASTRIDの共同開発や、ロシアの運転経験の習得など、海外と積極的に知識共有を図るべきであるが、国際協力にはギブアンドテークが要求される現実を考えると、国内技術の維持・向上が前提であることを忘れてはならない。また、ASTRID計画の規模縮小など資本主義国におけるプロジェクトはその時代の経済に大きく左右されることから、過度な海外依存は安定性を損なう可能性もある。

したがって、国内での開発と技術維持が基本であり、国際協力はそれを補うものであり、有効に活用しつつも、肩代わりするものではないと認識すべきである。

8. 結論

高速炉開発は、数十年オーダーの長期的な取組みが必要となることから、社会的合意形成に向けた取組みが必要である。また、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて安全性を高める技術開発を推進していくとともに、先行炉の経験知があるうちに、次世代を担う若手研究者・技術者と共に我が国の高速炉技術を維持・発展させるべきである。このためには、今後数十年かけて、安全性を向上させたプラント設計と技術開発、そして機器・構造物の製造・建設、運転という一連の経験を積む必要がある。将来の不確実性への備えとして、基幹技術のみならず多様な技術開発にも取り組み、革新技術の創出を推進して、柔軟性を確保しておくことが望ましい。また、次期炉に役立つ知見を蓄積するため、「もんじゅ」、「常陽」といった国内資産を有効に活用すべきである。国際協力は有効に活用しながら、国内での開発と技術維持を基本的に推進していくべきである。

参考文献

[1] 経済産業省、第５次エネルギー基本計画（案）(2018年7月閣議決定)
[2] 原子力関係閣僚会議,「高速炉開発の方針」（2016年12月決定）
[3] Gen-Ⅳ International Forum, https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_93020/safety-design-criteria
[4] 文部科学省原子力人材育成作業部会,「中間取りまとめ」(2016年8月)

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[2H_PL] Report from Fast Reactor Strategic Roadmap Committee

Chair:Akira Yamaguchi(Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room H (B32 -B Building)

[2H_PL04]Discussion

東京電力福島第一原子力発電所事故、電力自由化の進展および2016年末の「もんじゅ」廃止措置決定といった情勢の大きな変化により、高速炉開発戦略を練り直す必要性が出てきている。また、国が設置した高速炉開発会議の下、今後10年程度の高速炉開発戦略ロードマップ構築の検討が実施されている。このような状況から、原子力学会の新型炉部会は「高速炉戦略ロードマップ検討会」を設置し、高速炉サイクル開発の長期目標や人と社会との係りを含む技術戦略を中心に、今後検討されるロードマップを補完する見解を示すこととした。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H10-13] SFR Equipment

Chair:Mori Yukihide(MFBR)

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

[2H10] Development of under sodium viewer

(3) Imaging test in sodium

*Kosuke Aizawa[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Kuniaki Ara[1], Masahiro Yui[2], Kentaro Jinno[2], Takashi Hiramatu[3] (1. JAEA, 2. MHI, 3. MFBR)

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

[2H11] Advancement of detailed core bowing analysis code for fast reactor

(1) Verification of calculation model by IAEA benchmark analysis

*Hirokazu Ohta[1], Kazuya Ohgama[2], Hidemasa Yamano[2] (1. CRIEPI, 2. JAEA)

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

[2H12] Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(3)Sodium Loop Test

*Hideyuki Kudoh[1], Yuichi Ohtani[1], Masahide Hara[1], Masahiko Ohtaka[2], Keiichi Nagai[2], Junichi Saito[2], Nobuyuki Ishikawa[2], Kuniaki Ara[2], Akihiro Ide[3] (1. MHI, 2. JAEA, 3. MFBR)

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

[2H13] Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(4) Laboratory Scale Test and Evaluation Result of the Amount of Residual Sodium on a Fuel Assembly

*Akihiro Ide[1], Masahiko Ohtaka[2], Keiichi Nagai[2], Junichi Saito[2], Nobuyuki Ishikawa[2], Kuniaki Ara[2], Hideyuki Kudoh[3], Taisuke Inuzuka[3], Masahide Hara[3] (1. MFBR, 2. JAEA, 3. MHI)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム中目視検査装置の開発
（3）Na 中画像化試験

Development of under sodium viewer
(3) Imaging test in sodium

*相澤　康介[1]，近澤　佳隆[1]，荒　邦章[1]，由井　正弘[2]，神納　健太郎[2]，平松　貴志[3]
[1]原子力機構，[2]三菱重工，[3]三菱 FBR システムズ

要素技術の開発状況および高度化要因の検討結果を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、保守補修、ナトリウム中目視検査、超音波センサ

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器内構造物等の目視検査のために、超音波を用いたナトリウム中目視検査装置の開発を進めてきた[1, 2]。超音波の受信方式として金属箔（ダイヤフラム）の振動変位をレーザ光で検出する光方式の受信センサを採用した装置（図 1）の実用化を目指している。本稿では、要素技術の高度化に向けた要因に着眼し、水中及びナトリウム中（約 200℃）試験を通じて、主に光方式受信センサ要素を対象とした音圧伝播挙動ならびに画像再構成に関わる支配要因について検討した。

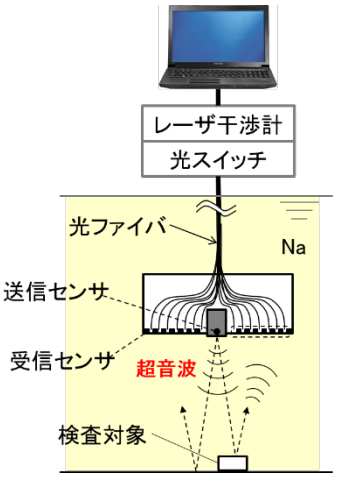


図 1　ナトリウム中目視検査装置の概念図

2. 試験及び検討

主な結果は次のとおり。高温（200℃）ナトリウム液中への放射および液中伝播音圧（波形）の改善を目指して、

① 送信センサの放射音圧特性に着眼し、伝播媒質の差異（水とナトリウム）に起因する特性の変化について、センサ仕様・構造との関係を把握した。

② 光受信方式のセンサの構造に着眼し、マトリクスセンサを構成するための構造体（受波ダイヤフラムおよびその支持構造）への音圧伝播挙動を把握し、伝播経路の適性化（外乱となる不要音圧伝播の抑制に寄与する構造体仕様）に関する検討を行い、その効果を確認した。

また、試作した送信センサおよび受信センサ要素を組み合わせて水中及びナトリウム中画像化試験に供試し、画像化への寄与を確認した。200℃ナトリウム中の画像例（ターゲット：漢字「視」）を図 2 に示す。

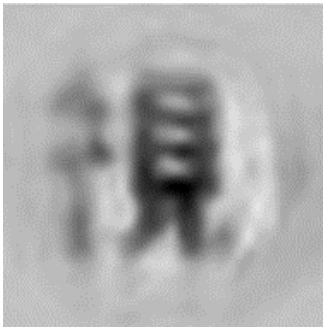


図 2　取得画像例（200℃ナトリウム中）

3. 結言

液体金属ナトリウムへの適用を目指して、超音波の送信および受信要素ににについて、高温媒質への送信センサ構造に関わる音圧放射要件ならびに光方式受信センサの構造仕様に関わる外乱影響抑制に関する知見を得た。

謝辞

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成29年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

参考文献

[1] 相澤他、原子力学会 2016 年春の年会、2N06、2016　[2] 由井他、原子力学会 2016 年春の年会、2N07、2016

*Kosuke Aizawa[1], Yoshitaka Chikazawa[1], Kuniaki Ara[1], Masahiro Yui[2], Kentaro Jinno[2] and Takashi Hiramatsu[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi Heavy Industries Ltd., [3]Mitsubishi FBR Systems Inc.

高速炉用詳細炉心湾曲解析コードの高度化
(1) IAEA ベンチマーク解析による計算モデルの検証

Advancement of detailed core bowing analysis code for fast reactor
(1) Validity of calculation model by IAEA benchmark analysis

*太田宏一[1]，大釜和也[2]，山野秀将[2]
[1]電中研，[2]JAEA

六角形状の集合体ダクトを多数のシェル要素でモデル化することによって、集合体間の接触形態や断面形状の変化を考慮できる詳細炉心湾曲解析コードの適用範囲を拡大し、高度化を図った。本コードによって、127 体の集合体群からなる IAEA ベンチマーク問題を解析し、モデルの検証を行った。

キーワード：高速炉, 集合体変形, 炉心湾曲反応度, 受動的安全性, 詳細シェルモデル

1. 緒言

高速炉では炉心損傷防止策の一つとして、過渡時に炉心形状が変化することによる負のフィードバック反応度（=炉心湾曲反応度）の投入が期待されている。しかしながら、炉心湾曲反応度には通常運転時の集合体湾曲形状や集合体間の残留ギャップ幅などによる、大きな不確かさが存在することが知られており、精度の高い手法によって炉心湾曲挙動を詳細に解析する必要がある。そこで、実規模の炉心変形解析の高度化を目指し、ARKAS_cellule コードの適用範囲を拡大する。また 127 体の集合体群からなる IAEA ベンチマーク問題を解析し、計算モデルを検証する。

2. 詳細炉心湾曲解析コードの高度化

炉心湾曲挙動を詳細に解析する手法として、ARKAS_cellule コードが開発されている[1]。本コードによれば、図 1 に示すように集合体の六角形状ダクトの各面および荷重パッド部を多数の要素に分割することによって、集合体間の様々な接触形態や接触断面の形状変化が考慮できる。一方で、適用可能な集合体数や軸方向分割数に制限があり、数百体の実規模集合体群による炉心変形挙動は解析できないという課題があった。そのため、ARKAS_cellule コードを調整し、300 体以上の実規模集合体群を解析できるように適用範囲を拡大した。

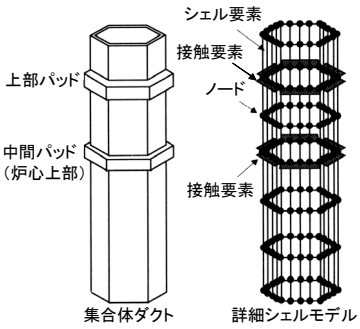


図 1 ARKAS_cellule の集合体モデル

3. IAEA ベンチマーク解析によるモデルの検証

図 2 のような 127 体の集合体群の中心集合体に温度勾配（図 3）を与え、その熱湾曲による炉心変形挙動を取り扱った IAEA ベンチマーク問題[2]を解析した。ARKAS_cellule による下部パッド（LRP）位置および上部パッド（URP）位置における集合体変位の解析結果を IAEA ベンチマーク報告値と比較して表 1 に示す。中心集合体の Y 方向の熱湾曲によって、Y 軸対称に集合体 1，3，10 および集合体 1，4，12 の間で接触が生じることが ARKAS_cellule で再現された。また、これらの接触による各集合体の変位も IAEA の報告値と概ね一致し、ARKAS_cellule の解析モデルの妥当性が確認できた。

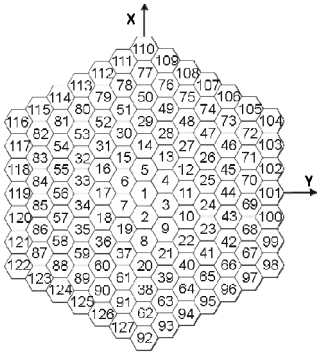


図 2. IAEA ベンチマーク炉心の集合体配置

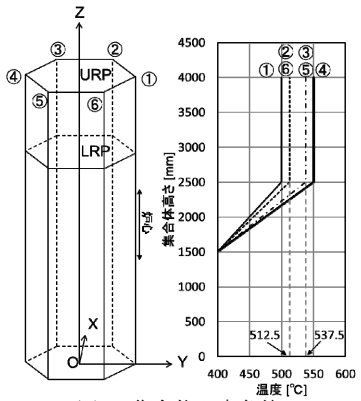


図 3. 集合体温度条件

表 1 集合体変位の解析結果　　上段:X 方向 下段:Y 方向

接触位置	LRP			URP		
集合体番号	1	3	10	1	3	10
ARKAS_cellule	0.00 0.93	0.46 0.79	0.21 0.36	0.00 8.51	0.74 1.27	0.31 0.53
IAEA報告値	0.00 0.88	0.47 0.81	0.22 0.37	0.00 8.54	0.75 1.31	0.32 0.56

4. 結論

詳細炉心湾曲解析コード ARKAS_cellule を調整し、300 体以上の実規模集合体群を取り扱えるように適用範囲の拡大を図った。また、127 体の集合体群からなる IAEA ベンチマーク問題を解析し、計算モデルの妥当性を確認した。

参考文献 [1] H. Ohta, et al., Nucl. Technol., 146 May 2004, [2] IAEA, IWGFR/75 (1990).

本成果は、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」によって得られたものである。

*Hirokazu Ohta[1], Kazuya Ohgama[2] and Hidemasa Yamano[2]
[1]CRIEPI, [2]JAEA

高速炉プラントシステムの燃料集合体乾式洗浄試験
（3）ナトリウムループ試験

Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(3) Sodium Loop Test

*工藤 秀行[1]，大谷 雄一[1]，原 正秀[1]，大高 雅彦[2]，永井 桂一[2]，
斉藤 淳一[2]，石川 信行[2]，荒 邦章[2]，井手 章博[3]
[1]三菱重工業，[2]原子力機構，[3]三菱 FBR システムズ

高速炉プラントにおける使用済燃料集合体の乾式洗浄設備の設計を具体化するにあたり，燃料ピンバンドル部及び燃料ピンの支持構造部を対象として，アルゴン（Ar）ガスを用いた乾式洗浄後のナトリウム（Na）残留量を把握するために Na ループを用いた試験を実施した。この結果を基に，実機燃料集合体における当該部位の残留量の予測評価手法を構築した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，燃料取出システム，乾式洗浄，ナトリウムループ

1. 緒言：高速炉プラントでは，使用済燃料に残留した Na を Ar ガスブローにより除去（乾式洗浄）することによって，廃棄物量及び設備容量の低減を図る計画である[1]。本研究では三菱重工業の Na ループを用いた試験[2, 3]を行い，実機燃料集合体での燃料ピンバンドル部の Na 残留量の予測評価手法を構築した。

2. ナトリウムループ試験

2-1. 試験方法：試験体には模擬燃料ピンバンドル（ピン直径：10.4mm，長さ：1m 程度（縮尺モデル）×7 本）を用いた。Na 温度や Ar ガス流量等の試験条件は実機の設計条件をベースに設定した。試験では，まず，試験体を Na 中に浸漬し，燃料集合体の Na 中からの引き上げを模擬した操作（液位下げ）を行い，Na 浸漬前後の試験体重量差から Na の初期残留量 m_0 を測定した。その後，所定流量・温度・時間の Ar ガスブローを行い，乾式洗浄による Na 残留量の低減効果を評価した。

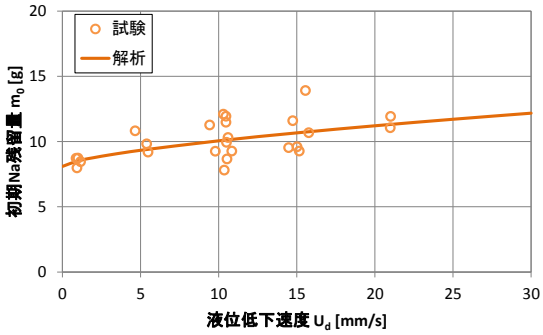


図 1　初期 Na 残留量と液位低下速度の関係

2-2. 初期 Na 残留量：Na の液位低下速度 U_d をパラメータとした試験の結果，U_d の増加に伴い m_0 が増加する傾向があることが分かった（図 1）。また，表面張力と粘性力との動的なつり合いに基づく LLD モデル[4]の適用により Na 残留量を予測可能であることが分かった。

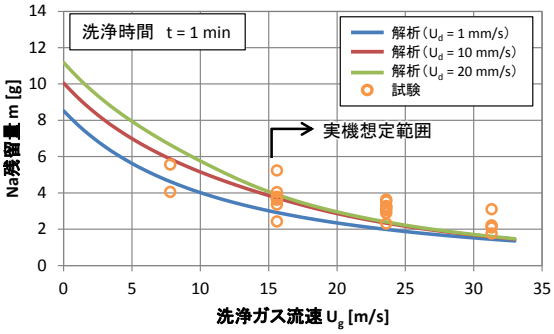


図 2　Ar ガスブロー開始から 1 分後の Na 残留量

2-3. 乾式洗浄の効果：Ar ガス流速 U_g をパラメータとした試験の結果，U_g の増加に伴い Na 残留量 m が低下する傾向があることが分かった（図 2）。また，ピン下端部に塊状に残留する Na に対する吹き飛ばし効果と，ピン表面の液膜状 Na に対する液膜流下効果を考慮することで，残留 Na の低減量を予測可能であることが分かった。

3. 結論：Na ループ試験により燃料集合体の引上速度（液位低下速度）や洗浄ガス流速と Na 残留量の関係を定量化し，燃料ピンバンドル部の Na 残留量の予測評価手法を構築した。本手法を用いて実機燃料集合体の Na 残留量を評価するとともに，より効果的な洗浄設備の設計検討を進める。

参考文献:[1] 加藤他，原学会 2016 秋の大会, 2I13, (2016). [2] 大谷他，原学会 2017 秋の大会, 2J22, (2017). [3] 工藤他，原学会 2017 秋の大会, 2J23, (2017). [4] 奥村，表面張力の物理学，吉岡書店，京都, (2008).

*Hideyuki Kudoh[1], Yuichi Ohtani[1], Masahide Hara[1], Masahiko Ohtaka[2], Keiichi Nagai[2], Junichi Saito[2], Nobuyuki Ishikawa[2], Kuniaki Ara[2], Akihiro Ide[3], [1]MHI, [2]JAEA, [3]MFBR

※ 本報告は，経済産業省からの受託事業である「平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

高速炉プラントシステムの燃料集合体乾式洗浄試験
(4) 要素試験及び実機評価

Dry Cleaning Process Test for Fuel Assembly of Fast Reactor Plant System

(4)Laboratory Scale Test and Evaluation results of the Amount of Residual Sodium on a Fuel Assembly

*井手 章博[1]、大高 雅彦[2]、永井 桂一[2]、斉藤 淳一[2]、石川 信行[2]、荒 邦章[2]、
工藤 秀行[3]、犬塚 泰輔[3]、原 正秀[3]
[1]三菱 FBR システムズ、[2]原子力機構、[3]三菱重工業

使用済燃料集合体に残留するナトリウム(Na)洗浄設備の設計具体化のために実施した Na ループ試験及び要素試験による Na 残留量評価試験の成果を基に、実機燃料集合体の Na 残留量予測評価手法を構築した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、燃料取扱システム、乾式洗浄、ナトリウムループ

1. 緒言：Na 冷却高速炉では、使用済燃料に残留した Na の洗浄システムについて、先行炉で採用した湿式洗浄を改良し、Ar ガスブローにより Na 自体を除去・回収する乾式洗浄システムの採用によって、放射性廃棄物量及び設備容量の低減を図る計画である[1]。本報では要素試験の結果及び実機燃料集合体に対して構築した Na 残留量予測評価手法を報告する。

2. Na 残留量予測評価手法

2-1. 要素試験の試験方法：燃料ピンバンドル部以外のハンドリングヘッド、エントランスノズル等を対象とし、各部の形状を 3 種類の試験体(狭隘部、孔部、隅部)に代表させ、残留量に影響する物理現象の把握及び残留量評価手法の構築(水試験)、評価手法の妥当性確認及び予測精度の定量化(Na 試験)を行った。

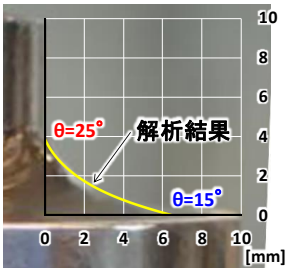


図 1　Na 残留形状の試験と解析の比較(隅部)

2-2. 要素試験の試験結果：狭隘部、孔部、隅部に残留するNaに作用する力を考慮した評価モデルを構築し、実機燃料集合体のNa残留量を予測可能とした。代表として、ラッパ管の内外面等に存在する隅部を模擬した試験体の試験結果の一例を図1, 2に示す。図2に示すとおり、液表面におけるラプラス圧と静水圧の静的つり合いに加え液面通過時の動的挙動(液中からの引上げ速度の効果)を考慮することで、隅部に残留するNa量が予測可能となった。

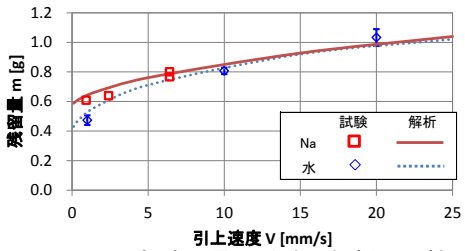


図 2　隅部残留量の試験と解析の比較

2-3. 実機燃料集合体の Na 残留量評価：Na ループ試験及び要素試験により構築した評価手法を実機燃料集合体各部の形状に拡張し、乾式洗浄前後のナトリウム残留量を評価した(図 3 参照)。その結果、乾式洗浄前の初期 Na 残留量(燃料ピンバンドルに約 70%残留、その他の部位に約 30%残留)に対し、乾式洗浄により約 40%の Na 残留量低減効果があることが明らかになった。

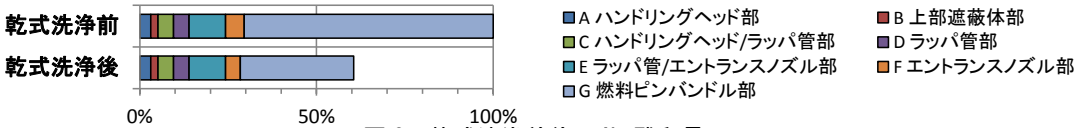


図 3　乾式洗浄前後の Na 残留量

3. 結論

Na ループ試験及び要素試験により、実機燃料集合体に残留する Na 量の評価手法を構築した。

参考文献

[1] 加藤他, 原学会 2016 秋の大会, 2I13, (2016).

---

*Akihiro Ide[1], Masahiko Ohtaka[2], Keiichi Nagai[2], Junichi Saito[2], Nobuyuki Ishikawa[2], Kuniaki Ara[2], Hideyuki Kudoh[3], Taisuke Inuzuka[3] and Masahide Hara[3], [1]MFBR, [2]JAEA, [3]MHI

※ 本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

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

Thu. Sep 6, 2018 3:50 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 6:50 AM - 7:40 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H14-16] Super-critical Reactor

Chair:Kosuke Aizawa(JAEA)

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

[2H14] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

8th report, Effect of gamma-ray irradiation on electrochemical characteristics on metal

*Ryota Taguchi[1], Wilson Susanto[1], Tomonori Ihara[1], Tatsuya Hazuku[1], Tomoji Takamasa[2] (1. Tokyo University of Marine Science and Technology, 2. National Institute of Technology, Toyama College)

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

[2H15] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

9th report, Effect of metal oxidation on wettability enhancement due to RISA

*Wilson Susanto[1], Tomonori Ihara[1], Tatsuya Hazuku[1], Shinichi Morooka[2], Sho Kano[3], Hiroaki Abe[3], Tomoji Takamasa[4] (1. Tokyo University of Marine Science and Technology, 2. Waseda University, 3. The University of Tokyo, 4. National Institute of Technology, Toyama College)

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

[2H16] Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

10th report, Quantitative analysis of surface microstructure in RISA material

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], John McGrady[1], Tomonori Ihara[2], Tatsuya Hazuku[2], Hiraki Abe[1] (1. The University of Tokyo, 2. Tokyo University of Marine Science and Technology)

4:35 PM - 4:40 PM JST | 7:35 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水冷却炉の基盤技術研究
(第 8 報 金属材料の電気化学特性に及ぼすγ線照射の影響)

Research on fundamental technology for SCWR based on RISA
(8th report, Effect of gamma-ray irradiation on electrochemical characteristics on metal)

*田口 涼太[1]，スサント ウィルソン[1]，井原 智則[1]，波津久 達也[1]，賞雅 寛而[2]
[1]東京海洋大学，[2]富山高等専門学校

温度 300ºC の高温純水中における γ 線照射中，非照射中のステンレス材の腐食電位と分極を計測し，放射線表面活性効果による高温高圧下金属材料の電気化学特性を評価した．

キーワード：超臨界圧軽水冷却炉，放射線誘起表面活性，腐食，電気化学計測

1. はじめに

第 4 世代原子炉として超臨界圧軽水冷却炉 (SCWR) の概念炉設計研究が進められている[1]．一方，放射線誘起表面活性 (RISA) は，放射線照射下で金属材料及び酸化被膜表面の電気的相互作用により防食効果を生ずる現象である[2]．我々は RISA 効果による腐食特性を実験的に評価し，最終的に SCWR の基礎的設計指針に反映することを目的に研究を行っている．本報告では，300ºC の亜臨界圧環境のステンレス材にγ線を照射した際の電気化学特性を計測した結果を報告する．

2. 試験装置および試験方法

試験体系を Fig. 1 に示す．試験片には 8×16×3 mm の SUS304 ステンレス鋼材を使用した．鏡面加工を施した後，オートクレーブ内の純水に浸漬させる．窒素を吹込み，純水中の溶存酸素を 50 ppb 以下まで低減させた後に温度 300 ºC (飽和圧力 8.6 MPa) ，における各試験片の腐食電位および分極を計測し，その過程でγ線を照射した．γ線の照射は量子科学技術研究開発機構・高崎量子応用研究所の Co-60 γ線照射施設で行い，試験片における吸収線量率は約 0.8 kGy/h であった．

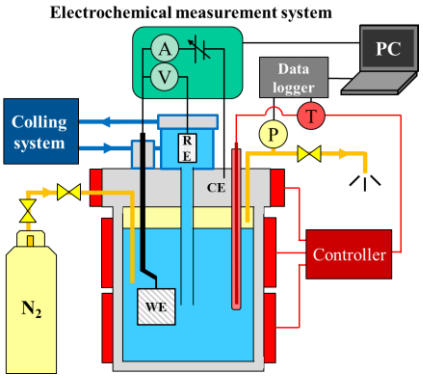


Fig. 1 Apparatus

3. 結果・考察

腐食電位の測定結果を Fig. 2 に示す．腐食電位は，照射を開始した直後に電位が約 30 mV 貴にシフトし，照射中断後，卑にシフトしている．また，照射に伴い，徐々に電位が貴にシフトしている．Fig. 3 に分極曲線の測定結果を示す．実験は，図中データの赤→緑→青→紫の順に行われた．赤の曲線以外はγ線照射施設での実験結果であり，連続してγ線照射時および非照射時の分極を交互に行っている．γ線照射時の曲線は非照射時の曲線より貴の電流密度を示している．また，実験を繰り返すごとに曲線が上方向にシフトしている．いずれの結果もγ線を照射したことによる水質が変化したことが影響しているのではないかと考えられる．

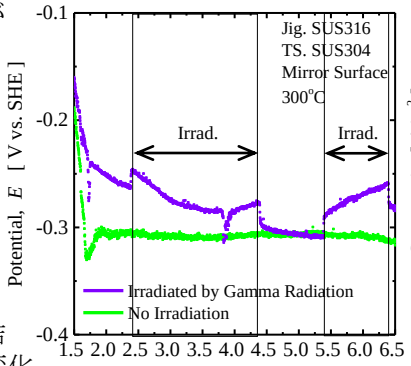


Fig. 2 Corrosion

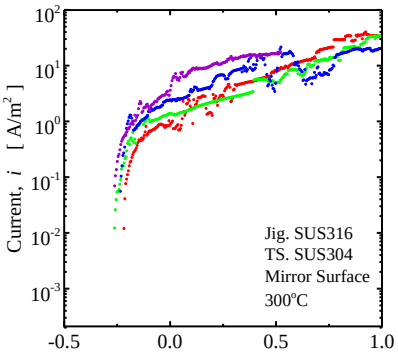


Fig. 3 Polarization curve

4. まとめ

腐食電位は照射開始直後に約 30 mV 貴にシフトし，その後，積算照射量の増加に伴って徐々に増加する傾向を示した．分極曲線についても照射実験の繰り返しにより，電流密度が徐々に増加する傾向が確認された．これらの結果は，主として放射線分解により水質が変化したことによると考えられ，今後はこの照射履歴の影響について追加検討する．

参考文献

[1] 岡芳明他，日本原子力学会誌，37-9，766-795 (1995)
[2] 賞雅寛而，阿部弘亨，秋葉美幸，安永龍哉，放射線誘起表面活性効果による高性能原子炉技術開発「放射線照射による表面活性効果を用いた炉内伝熱・防食技術の向上技術」，日本原子力学会誌，Vol.49，No.1，pp.45-50，2007.

*Ryota Taguchi[1], Wilson Susanto[1], Tomonori Ihara[1], Tatsuya Hazuku[1], Tomoji Takamasa[2]
[1]Tokyo Univ. of Marine Science and Technology, [2]National Institute of Technology, Toyama College

Research on fundamental technology for SCWR based on RISA (9th report, Effect of metal oxidation on wettability enhancement due to RISA)

*Wilson Susanto[1], Tomonori Ihara[1], Tatsuya Hazuku[1], Shinichi Morooka[2],
Sho Kano[3], Hiroaki Abe[3], Tomoji Takamasa[4]
[1]Tokyo University of Marine Science and Technology, [2]Waseda University,
[3]The University of Tokyo, [4]National Institute of Technology, Toyama College

In order to evaluate the effect of metal oxidization on wettability enhancement due to RISA, droplet contact angles on specimens of stainless steel (SUS-304), which were oxidized by immersing in a supercritical water were measured at the high temperatures up to 290 ºC before and after γ-ray irradiation.

Keywords: SCWR, RISA, boiling heat transfer, wettability

1. Introduction

A supercritical water-cooled reactor (SCWR) is one of the 4th generation nuclear reactors, which is simple, compact and high thermal efficiency [1]. Fundamental knowledges on surface wettability and boiling heat transfer on metals at sub-critical conditions under radiation is important in reactor safety analysis of the SCWR. On the other hand, the radiation induced surface activation (RISA) enhances wettability and anticorrosive effect on metal surface [2]. The purpose of this study is to confirm the effect of metal oxidation and γ-ray irradiation on metal surface wettability in high temperature conditions.

2. Experimental

A specimen was installed in a pressure vessel which was pressurized at 12 MPa by nitrogen gas and set at temperatures of 20, 200, 250 and 290 ºC by heaters. A droplet was injected on a specimen surface from the bottom. 4 types of specimen; normal SUS-304, SUS-304 with oxide film, SUS-304 after γ-ray irradiation and SUS-304 with oxide film after γ-ray irradiation were used. The oxide film on specimen was formed in a supercritical water at 380 ºC and 22 MPa for 60 hours. 60-Co γ-ray source was used for irradiation and the integrated irradiation dose was approximately 770 kGy.

3. Conclusion

Fig. 1 shows the typical droplet images on each specimen, which were taken at temperatures of 20 ºC and 290 ºC. Fig. 2 shows the temperature dependence on contact angle changes. The plots with a dot indicate the averaged value of 3 or 4 data which were obtained to check the reproducibility. As shown in the figures, an insignificant effect of oxidization on wettability change was confirmed at a room temperature, while contact angles on the oxidized specimen decreased at high temperatures even before irradiation. On the other hand, the surface wettability on specimens after γ-ray irradiation was improved regardless of specimen type, while the changes in contact angle due to radiation was reduced at high temperatures. This result suggests oxide film formation on metal surface plays an important role in surface wettability enhancement by RISA.

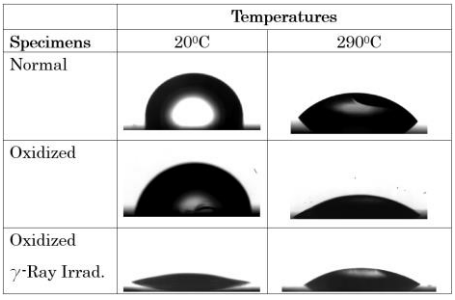


Fig. 1 Typical droplet images

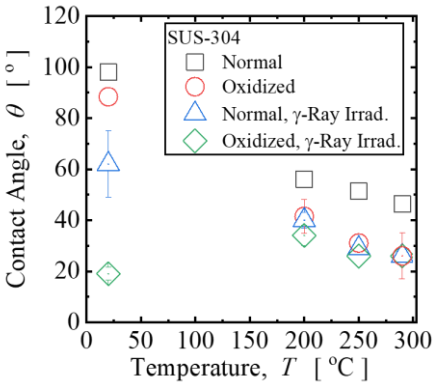


Fig. 2 Droplet contact angles

References

[1] Y. Oka and H. Mori, Supercritical pressure light water cooled reactor, Springer, 2014.
[2] T. Takamasa, et al., J. AESJ, Vol.49, No.1, 45-50, 2007 [in Japanese].

放射線誘起表面活性効果を用いた超臨界圧軽水炉の基礎技術研究
第 10 報　RISA 材料における表面微細組織の定量分析

Research on fundamental technology for SCWR based on RISA

10th report, Quantitative analysis of surface microstructure in RISA material

*叶野　翔[1]，楊　会龍[2]，John McGrady[1]，井原　智則[2]，波津久　達也[2]，阿部　弘亨[1]

[1]東京大学，[2]東京海洋大学

超臨界圧軽水冷却炉の燃料被覆管の候補材料である PNC1520 材に対し、放射線誘起表面活性効果により表面濡れ性の改善が確認された試料の顕微ラマン分光や表面走査顕微鏡観察を実施し、RISA 材料の表面微細組織の定量評価を実施した。

キーワード：放射線誘起表面活性効果，超臨界圧軽水炉，照射効果，濡れ性

1. 緒言

超臨界圧軽水炉（SCWR）は第 4 世代原子炉であり、この炉心設計に放射線表面誘起活性（RISA）効果を応用するための研究開発が進められている。RISA 効果は金属表面に存在する酸化被膜にバンドギャップ以上のエネルギーの放射線が照射されることで、被膜内部で電子正孔対の偏在化が生じ、これによる表面の濡れ性や耐食性等の機能改善に貢献する。前報までの研究取組では、種々金属ならびに照射条件下における RISA 効果の発現度合を中心に報告してきたが、この機構論的な解釈については未だ不十分であったことから、本研究では、RISA 効果による濡れ性変化と表面微細組織変化との相関関係を明らかにすること目的とし、RISA 材料の表面微細組織観察を行った。

2. 実験内容

供試材として SCWR 候補材である PNC1520 と比較材の SS304 に対し、大気雰囲気下において 773 K で 24 hr の酸化処理を施し、鏡面研磨後に室温、大気条件下において UV（4.48 eV）ならびに、γ線（1.33 MeV）照射を行った。その後、冷暗所保持による水滴接触角の変化と顕微ラマン分光ならびに走査プローブ電子顕微鏡を用いた表面微細組織を通し、濡れ性と表面微細組織とを相関付けた評価を行った。

3. 結言

ラマン分光解析結果より、UV ならびにγ線照射によって濡れ性が改善した両試料において、H_2O 由来のラマンバンド強度が増加することを確認した。これは、RISA 効果による試料の親水化により、大気中の水分が試料表面で安定化し、試料表面の H_2O 濃度（量）が増加したことに由来していると理解される。また、照射後、試料を冷暗所保存することで、これまでと同様に濡れ性が低下したが、これに伴い、H_2O 由来のラマンバンド強度も低下することを確認した。これらより、RISA 効果による試料の濡れ性変化を機構論的かつ定量的表現方法として、試料表面に存在する H_2O 濃度変化が有効な指標であること見出した。なお、当日は走査プローブ電子顕微鏡による H_2O クラスタないし表面吸着水の特徴評価結果についても紹介し、濡れ性と表面微細組織変化との相関関係について報告する。

---

*Sho Kano[1], Huilong Yang[1], John McGrady[1], Tomonori Ihara[2], Tatsuya Hazuku[2], Hiroaki Abe[1]

[1]The University of Tokyo, [2]Tokyo University of Marine Science and Technology Lab.

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

Thu. Sep 6, 2018 4:40 PM - 5:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:40 AM - 8:30 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H17-19] Fast Reactor Safety Evaluation

Chair:Koji Fujimura(Hitachi GE)

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

[2H17] Quantitative risk assessment of accident management against volcano ash hazard in sodium-cooled fast reactor

Sequential evaluation on accident management at volcanic ash fall

*minoru suzuki[1], yuki takase[1], takaaki sakai[1], takasi takata[2], norihiro doda[2] (1. Tokai univ University, 2. JAEA)

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

[2H18] Study on In-Vessel Coolability by Decay Heat Removal Systems in Sodium-cooled Fast Reactors

(2) Conceptual Design of Components in A Sodium Test Apparatus with In-Vessel Direct Heat Exchangers

*Masaaki Tanaka[1], Toshiki Ezure[1], Nobuyuki Ishikawa[1], Kunihiko Nabeshima[1], Kazuhiro Oyama[2], Hironori Nakamura[2], Takashi Ichihara[2] (1. JAEA, 2. MFBR)

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

[2H19] Experimental study on failure phenomena of nuclear structures under beyond design basis events

*Naoto Kasahara[1] (1. Tokyo Univ.)

5:25 PM - 5:30 PM JST | 8:25 AM - 8:30 AM UTC

Time reserved for Chair

ナトリウム冷却高速炉における火山降灰時のアクシデントマネジメントの有効性に関する CMMC 法を用いた定量的リスク評価

Quantitative risk assessment of accident management against volcano ash hazard in sodium-cooled fast reactor

*鈴木 実[1], 高瀬 友基[1], 堺 公明[1], 高田 孝[2], 堂田 哲広[2]
[1]東海大学, [2]原子力機構

本研究では連続マルコフ過程モンテカルロ法（CMMC 法）を用いて、火山噴火による降灰事象がプラントに与える影響、および AM の有効性について検討した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、外部ハザード、CMMC 法

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の定量的リスク評価について、外部ハザード事象における繰り返し多重故障を評価する手法を確立することを目的とし、火山噴火による降灰事象を対象として時間経過を考慮した CMMC 法[1]によるプラント動特性解析を実施した。

2. 解析方法

最終ヒートシンクである空気冷却器(ACS)が降灰によりフィルタ閉塞した際の復旧のアクシデントマネジメント(AM)策を想定する。降灰による送電線の故障による外部電源喪失を起因事象とし、図 1 のイベントツリー(ET)に示すように非常用ディーゼル発電機(DG)が降灰によりフィルタ閉塞し、全交流電源が喪失する場合、自然循環冷却へ移行後、さらに継続する降灰によって 3 ループの ACS フィルタの閉塞が繰り返し発生する。それに対する AM 策としてのフィルタ交換作業の成否を CMMC 法により考慮し、1000 ケースに対する 24 時間の原子炉出口温度の変化を評価した。ここで、フィルタ閉塞による故障確率と交換作業における修復成功率は、内部事象レベル 1PRA に使用される復旧失敗確率評価の考え方を基に設定した。

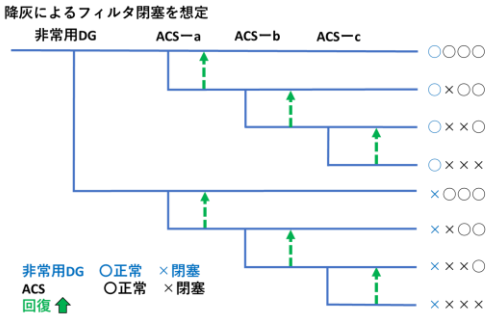


図 1　ACS の機能回復を考慮した ET イメージ

3. 解析結果

図 2 に AM によるフィルタの回復に依存した温度変化例を示す（20 サンプル）。ACS フィルタの回復の成功／失敗の回数や事象発生時間のタイミングに依存して崩壊熱除熱能力に多様な変化が生じ、温度上昇に幅広い挙動が観察される。降灰は長時間継続することを想定しており、AM による回復後も繰り返し閉塞が発生する。AM に成功する回数が多い(6 回以上)の場合、炉心出口温度は徐々に低下し、冷却に成功するが、AM 成功回数が少ない場合は、冷却材バウンダリ制限温度 650℃を超過して上昇する。同事象に対して制限温度 650℃を超過する条件付確率の時間変化を図 3 に示す。AM 策を実施しない条件では事象発生後 13.5 時間付近で制限値を超過する条件付確率が 1 となり、超過頻度が降灰ハザード設定頻度 2.1×10^{-4} [/年]に到達する。一方、AM 策を実施した場合は、AM 策を実施しない場合に比べ、冷却材バウンダリの制限温度超過頻度を大幅に低減することが可能である。

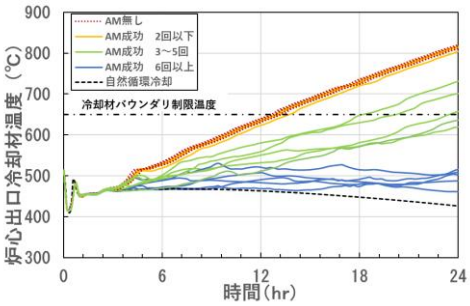


図 2　AM 成功回数別の温度変化

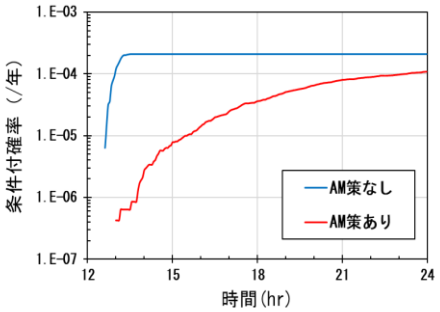


図 3　冷却材制限温度超過頻度の変化

4. 結言

高速炉の最終ヒートシンクである ACS に対して、降灰によるフィルタ閉塞復旧の AM 策を繰り返し実施する場合を想定し、CMMC 法によるプラント動特性解析を実施した。その結果、火山降灰事象への本手法の適用性と共に、同事象に対して繰り返し実施する AM 策の時間経過を伴う有効性の評価が可能となった。

参考文献

[1] Takashi Takata, et. al., The Tenth Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety, N10P1081, 2016.

Minoru Suzuki[1], Yuki Takase[1], Takaaki Sakai[1], Takashi Takata[2], Norihiro Doda[2].
Tokai Univ[1], JAEA[2].

ナトリウム冷却高速炉における崩壊熱除去システムの炉内冷却特性に関する研究 （2）多様な炉内冷却器を有するナトリウム試験装置の主要構造に係る概念検討

Study on In-Vessel Coolability by Decay Heat Removal Systems in Sodium-cooled Fast Reactors
(2) Conceptual Design of Components in A Sodium Test Apparatus with In-Vessel Direct Heat Exchangers

*田中 正暁[1]，江連俊樹[1]，石川信行[1]，鍋島邦彦[1]，大山一弘[2]，中村博紀[2]，市原隆司[2]
[1]原子力機構，[2]ＭＦＢＲ

過酷事故（SA：シビアアクシデント）時を含む崩壊熱除去時の多様な炉内冷却システムの成立性確認を目的とするナトリウム試験装置（AtheNa-RV/DHRS）の設計検討を行っている。昨年度実施した試験要求項目に対応した炉心構成要素及び直接炉心冷却系熱交換器等の主要構造物の検討結果を報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，崩壊熱除去システム，ナトリウム試験，炉内冷却特性

1. 緒言　ナトリウム冷却高速炉の安全性強化の検討では、SA 時の崩壊熱除去能力の強化及び確保が重要な課題である[1]。日本原子力研究開発機構（JAEA）では、SA 時を含む様々なプラント条件下での多様な崩壊熱除去システム（DHRS）の成立性確認を目的にナトリウム試験（AtheNa-DHRS）を計画している[2]。本報では、前報[3]により抽出した自然循環崩壊熱除去時の試験要求項目に対し、炉心構成要素及び直接炉心冷却系熱交換器（DHX）等を対象に試験装置の形状及び寸法、試験条件（代表条件）を検討した結果を報告する。

2. 機器構成の検討　着目した熱流動現象は、炉心部では集合体間ギャップ部の流れ（IWF：インタラッパフロー）による除熱、集合体内及び集合体間の流量再配分、DHRS では主容器内上部（ホット）プレナム内に設置する浸漬型の DHX、上部と下部のプレナム間を貫通する貫通型 DHX の伝熱流動である。昨年度検討に基き試験体の縮尺比（代表値）を 1/3（以上）と暫定するが、実機寸法を一律に縮尺することは、製作性はもとより現象再現性の観点から適切ではない。着目現象に対応する適切な相似則に基き各部形状及び試験代表条件を決定した。

表 1　模擬炉心部の構成案（炉心出力 1.4%相当）

項　目	内側炉心	外側炉心	ブランケット	中性子遮蔽体
模擬集合体数	19	18	24	30
模擬燃料ピン数	19	19	19	1
出力（kW/集合体）	45.7	24.1	2.0	－
*Re*数	1,810	980	75	ほぼ0

表 2　伝熱管の配置案（1.35MW）

項　目	浸漬型	貫通型
伝熱管外径（mm）	15.9	
伝熱管本数	156	108
伝熱管配置（層数）	4	3

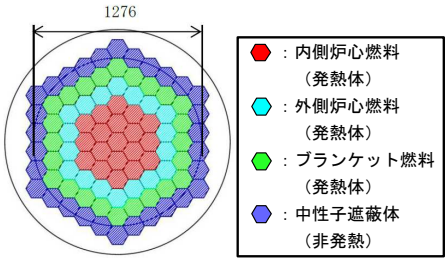


図 1　模擬炉心配置案

2-1. 炉心部　伝熱問題を扱うことから、燃料ピン配列ピッチとピン径の比（*P*/*D*）及びスペーサワイヤ巻き付けピッチとピン径の比（*H*/*D*）を実機と一致させ、集合体間ギャップ幅（IWF 流路幅）は実機同等の 4 mm とした。縮尺比 1/3 により炉心寸法（発熱部の範囲）として外側燃料集合体の外接直径を設定し、燃料集合体（内側及び外側炉心）及びブランケット燃料集合体と、中性子遮蔽体を考慮した。集合体は 19 本ピン（ピン径は実機の 2.5 倍相当）で構成した。表 1 に模擬炉心部の構成案を示す。

2-2. 熱交換器（DHX）　DHRS として採用を検討する浸漬型及び貫通型 DHX を対象に、2-1 の炉心出力 1.4%相当を前提として熱交換量を 1.35 MW と暫定し、伝熱管周りの伝熱特性及び熱交換器内の流速分布に留意して伝熱管配置（伝熱管外径及び本数等）を検討した。既往解析結果から DHX 内の流動特性を考慮して伝熱管は 3 層以上とした。リチャードソン数、グラスホフ数、レイノルズ数により決定した伝熱管の配置案（円周配置）を表 2 に示す。

3. 結言　多様な DHRS の成立性確認を目的とする AtheNa-RV/DHRS の炉心部及び DHRS として採用する DHX の機器構成を検討した。今後、試験ループ構成も含め機器寸法及び試験条件を詳細化していく。

参考文献 [1]H. Kamide, et al., NED, 312 (2017), p.30, [2]鍋島ら, 2016 年春の年会, 1D11, [3]田中ら, 2017 年秋の大会, 2J20.

謝辞 経済産業省からの受託事業である「高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果を含む。

**Masaaki Tanaka1, Toshiki Ezure1, Nobiyuki Ishikawa1, Kunihiko Nabeshima1, Kazuhiro Oyama2, Hironori Nakamura2, Takashi Ichihara2
1Japan Atomic Energy Agency, 2Mitsubishi FBR systems INC.

設計基準外事象に対する原子炉構造物の破損現象に関する実験的研究

Experimental study on failure phenomena of nuclear structures under beyond design basis events

*笠原 直人　　東京大学

設計基準外事象に対する、原子炉構造物の破損モードと破壊メカニズムを解明するため、原子炉容器のシビアアクシデント条件を模擬した構造物破壊実験を実施した。

キーワード：原子炉構造、設計基準外事象、破損モード、破壊実験

1. **序論**　設計基準外事象に対するリスク評価と対策を効果的に行うには、事故時の破損箇所や破損モードを精度良く予測する必要がある。そのために、シビアアクシデント時の超高温高圧条件といった極限状態における構造物の破損現象を明らかにするための構造物破損試験を実施している。試験実施上の工夫として、実機材料と力学的挙動が相似で、100℃以下でクリープ変形して強度が 10 分の１以下である鉛合金を使用することで、安全性を確保しコストを抑えている[1)]。
2. **原子炉容器模擬破壊試験**　高速炉は低圧条件のため、荷重制御型応力が低く延性破壊などの破局的破壊は生じ難い。シビアアクシデント時には自重により溶接線に沿って全周き裂が発生し大規模破断に至る可能性が指摘される場合があるが、力学的には考えにくい。これを確かめるため、図１に示すような原子炉容器壁を模擬した円筒モデル試験体を２体作成し、一方には溶接欠陥を模擬した深さと長さの異なる４つのスリットを施した（図 2)。両試験体に、炉心等の自重を模擬した重錘 1t による引張荷重９MPa を加え鉛合金がクリープする 80℃で保持し、破損現象の違いを調べた。
3. **破壊試験結果と考察**　平滑円筒モデルは約 165 分後に破局的破断が生じ、スリット円筒モデルは約 32 分後に最も深く長いスリット位置からき裂が貫通した(図 3)。その他の小さなスリットからの進展はわずかなものであったことから、き裂成長と合体により全周破断に至る可能性は極めて低いことが確認できた。これに比較すると平滑モデルの破損モードが危険であることが分かる。破損に至る時間は平滑モデルが長いが、対数軸で評価されるクリープ強度は、その差はわずかである。これは、破損防止のための設計努力と、設計想定外事象に対する影響緩和策が相反する例であり、両者のバランスに留意する必要がある。次世代炉に対しては、容器の非対称性が局部からの段階的な破損を生じさせることに着目して、破壊制御による事故時の影響緩和策を導入することを提案する。

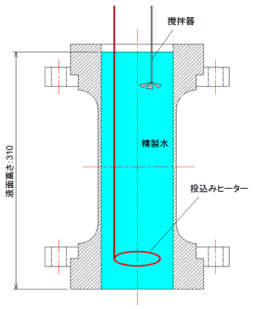


図1 円筒モデル試験体

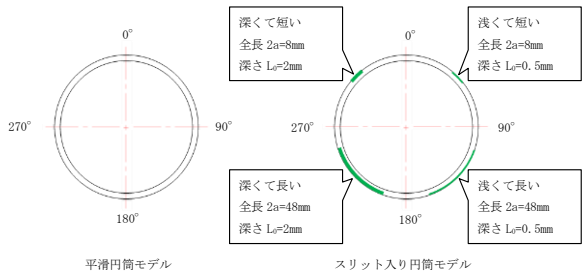


図 2 平滑円筒モデルとスリット入りモデルの断面形状

図 3 スリット入りモデル試験結果

4. **謝辞**

本試験は文部科学省原子力システム研究開発事業「破壊制御技術導入による大規模バウンダリ破壊防止策に関する研究」の一部として三菱重工長崎研究所にて実施しました。ここに謝意を表します。

参考文献 1) Naoto KASAHARA and Takuya SATO, Difference of strength evaluation approach between for DBE and for BDBE, ASME, PVP2017-65478 (2017)

* Naoto Kasahara[1]　[1]Tokyo Univ.

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

Thu. Sep 6, 2018 5:30 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 8:30 AM - 9:15 AM UTC | Room H B32 -B Building

[2H20-22] Structural Analysis

Chair:Masaaki Suzuki(Tokyo Univ. of Sci.)

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2H20] An element-by-element Finite Element Contact Analysis Method toward Structural Analyses of an Entire Nuclear Facility: Automatic Optimization of Ordering to Hierarchy Technique

*Yoshio Suzuki[1], Yu Ihara[2], Hiroshi Okuda[2] (1. JAEA, 2. The University of Tokyo)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2H21] Study on Failure Modes of Piping Structures under Realistic Seismic Waves

*Jinqi LYU[1], Md. Abdullah Al BARI[2], Naoto KASAHARA[1] (1. The University of Tokyo, 2. Khulna University of Engineering and Technology)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2H22] A Study for evaluating local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact

Simulation analysis for investigating differences of impact effect by projectiles with different nose shape

*Zuoyi Kang[1], Minoru Nagai[1], Akemi Nishida[1], Haruji Tsubota[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

原子力施設全体規模の構造解析に向けた要素毎有限要素接触解析手法: 階層化手法における加算順序の自動最適化

An element-by-element Finite Element Contact Analysis Method toward Structural Analyses of an Entire Nuclear Facility: Automatic Optimization of Ordering to Hierarchy Technique

*鈴木 喜雄[1]，井原 遊[2]，奥田 洋司[2]
[1]原子力機構，[2]東京大学

原子力施設全体規模の構造解析に向けて実施した、並列かつ省メモリ解が析可能な要素毎有限要素接触解析手法について報告する。これまでに提案した並列化手法[1]に対して、更なる性能向上のために Frontal 行列の加算順序を自動最適化する方法を提案し、有効であることを確認した。

キーワード：有限要素法、Multiple Front 法、並列化、オーダリング

1. 緒言

原子力施設全体規模の構造解析に向けて、大規模複雑構造物を構成している複数の部品を個別にメッシュ生成した場合に、部品間でメッシュが不整合メッシュな場合でも解析可能な、要素毎有限要素接触解析手法の研究開発を進めている。ここで、行列解法に直接法の一種である Multiple Front 法[2,3]を用いている。Multiple Front 法では、全体剛性行列を作成することなく、各部品に対応する部分剛性行列を並列処理できる。一方、これまで、部品間の接触面に対応する行列を解く処理が並列化されておらず、ボトルネックとなる場合があった。そこで、行列二つずつを同時に加算し、生成される行列（Frontal 行列）の分解処理を並列に行い、さらにその部品群の行列二つずつを同時に加算し、新たに生成される行列を並列に分解処理するという、階層的に処理を進める並列化手法（階層化手法）を提案した[1]。また、Frontal 行列のサイズを事前に求めるシンボリック分解と Frontal 行列の加算順序を階層化手法に最適化することで、更なる性能向上を確認した。しかし、加算順序の変更は試行錯誤し手動で行っていたため、本研究では、自動的に最適化する手法を提案する。

2. 加算順序の自動最適化

加算順序を決定するため、従来方法では、$P_i = -W_1 ngain_i + W_2 d(i,e) - W_3 nadj_i$ が大きな順に部品iを順次配列していく[4]。ここで、$ngain_i$、$d(i,e)$、$nadj_i$はそれぞれ、「部品iが持ち込む変数の数－消去される数」、「『エンド部品（部品間距離が最長となる部品の片端）』と『部品i』間の距離」、「部品iの未配列隣接部品数」である。W_nは重みで、文献[2]では、$(W_1, W_2, W_3) = (10,5,1)$が推奨されている。しかしながら、この方法は階層化手法には必ずしも適さない。そこで、加算順序の自動最適化に向けて、第一に、従来手法の重みの値を変更すること（①）を考えた。ここで、既配列部品に近い部品をより選び易くするため、第 3 項の影響がより強くなる重みの値$(W_1, W_2, W_3) = (1,0,10)$を試した。第二に、各階層での加算時の「変数の個数」を小さくすること（②）を考えた。そのため、各階層$n(= 1,2,\cdots,m)$（mは全階層数－1）において2^{n-1}個の部品を含むj個の部品群を、$P_j^n = -ngain_j$が大きな順に配列するという過程を階層毎に繰り返し、更に、低階層での再構成のために、第k階層（今回はk =3 を使用）で$\sum_{n=1}^{k-1} P_j^n$が大きな順に再配列するという手法を試した。

3. 結果

図 1 に示すモデルを用いて性能評価を実施した。ここで、モデルを複数の部品に分割し、各部品を各コアに分担させるように並列化した（現状は、2、4、8、16、32 並列の 5 通り）。手動で加算順序を最適化した場合の結果と比較することにより、①の場合には完全には自動化できず、問題サイズに依存してW_3の大きさを調整しなければ最適な加算順序を得られないこと、②の場合には、手動の場合と同等の処理時間となることで、加算順序の自動最適化が行えることが分かった。

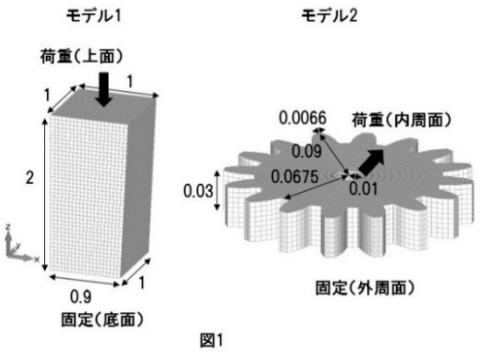


図1

参考文献

[1] ”原子力施設全体規模の構造解析に向けた要素毎有限要素接触解析手法:性能改善のための並列化手法開発”, 鈴木喜雄, 日本原子力学会 2017 年秋の大会 (2017).
[2] “The use of multiple front in Gaussian elimination”, I. S. Duff and J.A. Scott, RAL-94-040 (1994).
[3] HSL, a collection of Fortran codes for large-scale scientific computation, See http://www.hsl.rl.ac.jk/
[4] “On ordering elements for a frontal solver”, J. A. Scott, Commun. Numer. Meth. Engng, **15**, 309-323 (1999).

*Yoshio Suzuki[1], Yu Ihara[2] and Hiroshi Okuda[2]
[1]JAEA, [2]The University of Tokyo.

Study on Failure Modes of Piping Structures under Realistic Seismic Waves

*Jinqi LYU [1], Md. Abdullah Al BARI [2] and Naoto KASAHARA[1]
[1]The University of Tokyo, [2]Khulna University of Engineering and Technology.

Abstract: This study focuses on frequency dependent characteristics and proposes a failure mode map of piping structures under realistic seismic loads.

Keywords: Failure modes, Piping structures, Seismic waves, Frequency effects on failure

1. Introduction

After the Fukushima Daiichi nuclear accident, some recommendations have been made on Design Extension Conditions (DECs), which may occur due to excessive seismic loading. DECs need best estimation of structural strength against seismic loading. The final purpose of the research is clarification of failure modes of piping structures against realistic seismic loads, which include various frequency components. This paper studied characteristics of the composite inputs comprising two sinusoidal waves of different frequencies (CITS).

2. Methodology

The analytical modelling was made by FEMAP software and the finite element analyses were done by FINAS/STAR. There were two types of loadings applied to the beam model. Gravity acts as primary loading and was applied by two ways – one was by the additional mass put at the free end of the beam and the other was the self-weight of the beam. A cyclic acceleration at the base of the beam was put as the secondary loading. This base acceleration acted as the source of alternating dynamic loading which can be assumed as seismic loading. Equivalent loading conditions were put in the case of experiment as in analytical analysis to validate the finite element analyses.

3. Results

It was found that with low-frequency input, the seismic load acts like a load-controlled one. On contrary, at higher frequency, the seismic load is acting more like displacement-controlled one rather than load-controlled loading. Besides, ratcheting is more likely to happen with natural frequency. Regrading to the loading of two sinusoidal waves with different frequencies, the component with lower frequency has dominant effect regarding ratcheting failure. The comparison of the occurrence of ratcheting between single sinusoidal and CITS is shown in Fig.1, in which the dominant frequency is the one among the two components which needs less acceleration for the occurrence of ratchetting and is normalized by natural frequency. Y is the non-dimensional secondary stress parameter which is the ratio of bending stress due to maximum acceleration to yield stress. In general, the single sinusoidal input is more dangerous than the composite input. If one component is of higher frequency, the combined loading has less probability of the occurrence of ratcheting.

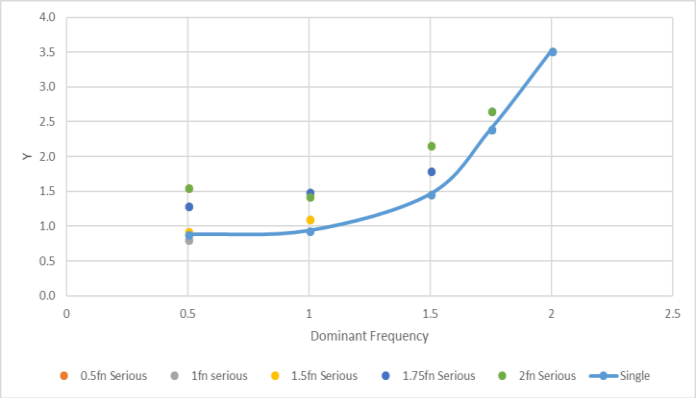


Fig.1 Comparison between single sinusoidal input and CITS

References

[1] Al Bari, Md Abdullah, Ryota Sakemi, and Naoto Kasahara. "Failure Mode Map of Pipes Under Dynamic Loadings." ASME 2017 Pressure Vessels and Piping Conference. American Society of Mechanical Engineers, 2017.

斜め衝突による RC 版の局部損傷評価に関する研究
—飛翔体先端形状による影響評価検討—

A Study for evaluating local damage to reinforced concrete panels subjected to oblique impact
- Simulation analysis for investigating differences of impact effect by projectiles with different nose shape-

*康 作夷[1]，永井 穣[1]，西田 明美[1]，坪田 張二[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

円筒型と半球型の異なる先端形状を有する飛翔体の衝突シミュレーション解析を実施し、解析結果より、飛翔体の先端形状が RC 構造物の局部損傷に及ぼす影響の違いについて議論する。

キーワード：剛飛翔体、柔飛翔体、局部破壊、先端形状、衝突解析

1. 緒言

剛飛翔体の衝突に伴う構造物の局部破壊については、その破壊様式に応じて多くの評価式が提案されている。既往の評価式は、構造物に対して垂直に衝突する実験から導かれた実験式が主であり、斜め衝突に関する研究はほとんど行われていない。そこで本研究では、実験結果およびシミュレーション結果に基づき斜め衝突に対する局部損傷評価式を提案することを最終目的とする。本稿では、先端形状が異なる柔飛翔体の衝突シミュレーション解析を実施し、解析結果から得られた知見について述べる。

2. シミュレーション解析概要

衝突を受ける構造物は文献[1]と同じ寸法 1500mm×1500mm、板厚 210mm の RC 版であり、柔飛翔体は図 1 に示す先端形状が異なる 2 種類を用いた。衝突角度は垂直（0 度）および 45 度の 2 種類、衝突速度は 201 m/s、RC 版の支持条件は 4 点固定とし、材料物性・解析手法等は文献[1]で用いたものと同じである。

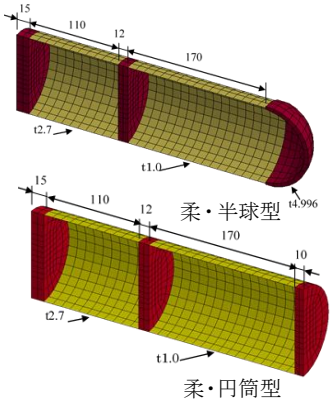


図 1 柔飛翔体モデル(unit: mm)

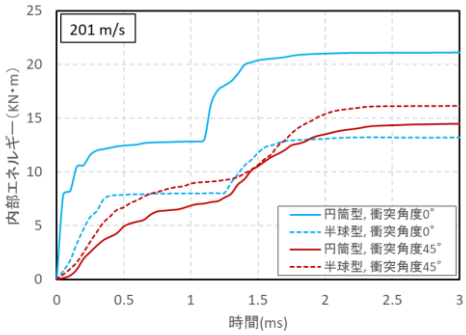


図 2 RC 版の内部エネルギー履歴

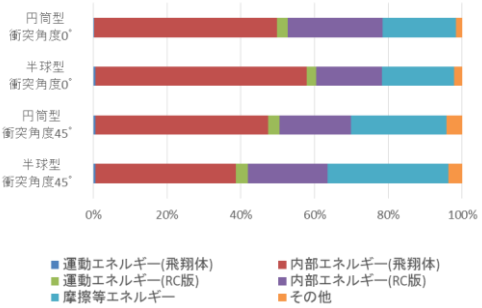


図 3 エネルギー分担率

3. 解析結果

図 2 に t=0～3ms の RC 版の損傷に費やされる内部エネルギー履歴を示す。本図より、先端形状が円筒型の柔飛翔体衝突時の RC 版の内部エネルギーは、垂直衝突よりも斜め衝突のほうが小さくなっており、t=3ms では約 2/3 となっている。一方、先端形状が半球型の柔飛翔体衝突時の RC 版の内部エネルギーは、円筒型とは逆の傾向となっており、t=3ms では約 6/5 となる結果が得られた。

図 3 に t=3ms 時の各エネルギーの分担率を示す。垂直衝突の場合は、先端形状が半球型の柔飛翔体の損傷に費やされる内部エネルギーは、円筒型よりも大きくなっている。その理由は、先端の半球部が衝突時に座屈したためと考えられる。一方、斜め衝突の場合は、先端形状が半球型の柔飛翔体の内部エネルギーは、円筒型と比較して大きく減少している。その理由として、半球型の柔飛翔体では先端の半球部が座屈せずに滑ったためと予想される。

4. 結論

本稿では、柔飛翔体と RC 版の垂直・斜め衝突による数値シミュレーションを実施し、柔飛翔体の先端形状の違いによる RC 版の局部損傷、エネルギー履歴、および、エネルギー分担率の違いを確認した。今後、それらの要因を詳細に分析する予定である。

参考文献

[1] 坪田、他 2 名、剛および柔飛翔体の斜め衝突による RC 版の局部損傷評価、日本原子力学会 2017 秋の大会、2017

*Zuoyi Kang[1], Minoru Nagai[1], Akemi Nishida[1] and Haruji Tsubota[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA)

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

Thu. Sep 6, 2018 9:30 AM - 11:05 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 12:30 AM - 2:05 AM UTC | Room I B33 - B Building

[2I01-06] Scrubbing and Aerosol

Chair:Hidetoshi Karasawa(IAE)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2I01] Gas-liquid Two-phase Flow Behavior with Steam Condensation during Pool Scrubbing

*Yuki Nakamura[1], Kota Fujiwara[1], Wataru Kikuchi[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2I02] Aerosol transfer behavior in gas jet phase flow during pool scrubbing

*Kikuchi Wataru[1], Kota Fujiwara[1], Yuki Nakamura[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

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

[2I03] Decontamination of Aerosol from a Single Bubble during Pool Scrubbing

*Kota Fujiwara[1], Wataru Kikuchi[1], Yuki Nakamura[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. University of Tsukuba)

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

[2I04] Condensation effect on water level of the scrubbing pool of the FCVS

*Naoto Kitahara[1], Yasunori Yamamoto[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

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

[2I05] Development of the Evaluation Method for the Aerosol Particle Deposition Amounts in the Containment Vessel and the Reactor Building

(4) Study on the Aerosol Particle Deposition Amounts on the Detailed Structures in the Reactor Building

*Naoki Horiguchi[1], Naoya Miyahara[1], Shinichiro Uesawa[1], Hiroyuki Yoshida[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA)

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

[2I06] Development of the Evaluation Method for the Aerosol Particle Deposition Amounts in the Containment Vessel and the Reactor Building

(5)Observation of Aerosol Particle Behavior for Wet Surface

*Shinichiro Uesawa[1], Naoya Miyahara[1], Naoki Horiguchi[1], Hiroyuki Yoshida[1], Masahiko Ohsaka[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

11:00 AM - 11:05 AM JST | 2:00 AM - 2:05 AM UTC

Time reserved for Chair

プールスクラビングにおける蒸気凝縮を伴う気液二相流挙動

Gas-liquid Two-phase Flow Behavior with Steam Condensation during Pool Scrubbing

*中村 優樹[1]，藤原 広太[1]，菊池 航[1]，齋藤 慎平[1]，湯淺 朋久[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学

原子力発電所での過酷事故では核分裂生成物資を含む蒸気や非凝縮性ガスから成る混合ガスが施設外へ放出される過程において，水中を通過するプロセスで放射性粒子が水中へ移行することによる大きな除染効果が確認されている．これをプールスクラビング効果と呼ぶ．現在，プールスクラビングに関する除染性能評価は既存の解析コードを用いて行われているが，そのモデルの妥当性の十分な検証は行われていない．その妥当性を検証する上で必要な実験データや知見の獲得を目的に実験を行う．

キーワード：プールスクラビング，蒸気凝縮，可視化計測，ワイヤメッシュセンサ，除染係数

1. 緒言

本研究では，スクラビング効果を解明する上で重要となる蒸気を含む気液二相流挙動に着目し，種々の条件における気相噴流のワイヤメッシュセンサ（WMS）によるボイド率計測および可視化計測から気泡群挙動を解明することを目的とする．試験水槽において空気噴流，蒸気噴流，空気-蒸気混合噴流の計測を行った．さらに解析コード中の物理モデルや計算式と実験データを比較し，その妥当性を評価する．

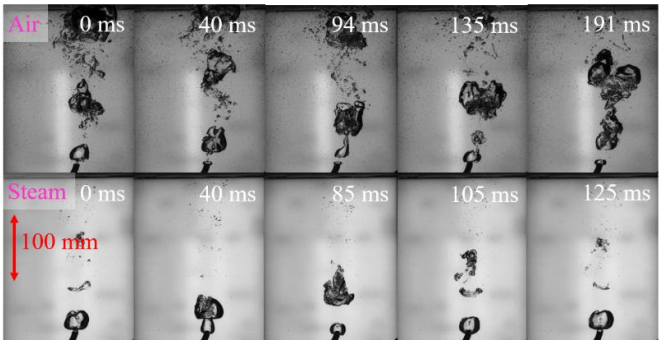


Fig. 1 ノズル先端における可視化画像

2. 実験手法

試験部は縦横 500 mm，高さ 3000 mm のポリカーボネイト製水槽である．水槽下部から高さ 2000 mm の位置に WMS が設置されている．実験はガス流量，サブマージェンスをパラメータとして行った．上向きノズルから噴射された気相噴流に対して高速度カメラを用いたバックライト方により可視化撮影を行った．また WMS により気相噴流のボイド率分布計測を実施し，気泡上昇速度や気泡径のデータを取得した．実験は常温水に加えて，蒸気凝縮を考慮して 100 ℃まで加熱した高温水中での計測を行った．

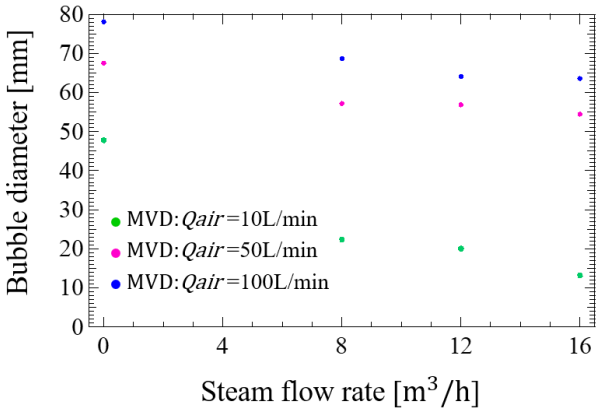


Fig. 2 z=700 mm における蒸気流量ごとの体積平均径

3. 結果

$\Delta T_{sub} = 2 \sim 5$ ℃の水中に内径 10 mm のノズルから低流量で空気と蒸気をそれぞれ噴射した様子を可視化した結果を示す．蒸気のみを噴射した直後は空気と同様に大気泡を形成するが，上昇するにつれて徐々に凝縮していくことがわかる．実験では 10 ~ 300 L/min 程度のより高流量条件で噴射された噴流を WMS により計測を行った．その結果，蒸気の有無や空気に対する蒸気の含有量により噴流中の気泡径やボイド率に違いが見られた（Fig.2）．さらにこの結果から解析コードの物理モデルに対しその妥当性について議論した．

謝辞

本研究は平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業の一部として実施されたものである．

*Yuki Nakamura[1], Kouta Hujiwara[1], Wataru Kukichi[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba

プールスクラビングにおける気相噴流中のエアロゾル移行挙動

Aerosol transfer behavior in the gas phase flow during pool scrubbing

*菊池航[1]，藤原広太[1]，中村優樹[1]，齋藤慎平[1]，湯浅朋久[1]，金子暁子[1]，阿部豊[1]
[1]筑波大学

原子力発電所の事故進展解析において，プールスクラビングによる除染係数(DF)の評価が重要であり，流動モデルや除染モデルの妥当性確認が重要となる．現状のスクラビングに関する研究ではエアロゾルを含む気液二相流動に関する実験データが不足し，モデルの評価や高度化を行うための裏付けが不十分な状態にある．本研究では二相流の流動構造に対するエアロゾルの影響や，噴流中おける粒子の液中への移行挙動を解明することを目的とする．本報では，プール部にノズルから可溶性，不溶性のエアロゾルをそれぞれ含む非凝縮性ガスを噴出し，ノズル出口付近から水面に至るまで各高さもおける流動構造をワイヤメッシュセンサを用いてボイド率計測と気相速度計測を行い，エアロゾルの有無，性質によって流動に与える影響を考察する．

キーワード：プールスクラビング、除染係数、エアロゾル、可視化観測、ワイヤメッシュセンサ

1. 緒言

原子力発電所の事故進展解析において，プールスクラビングの性能を解析的に求めるために，気液二相流動モデルや気相から液相への除染モデルの妥当性確認が求められている．気液二相流中にエアロゾルが混入した際の流動構造への影響や，気相噴流中における粒子の液相への移行挙動を可視化により解明することを目的とし，ノズル出口付近から水面に至るまで，高さ毎に可視化撮影を行った．

2. 実験体系および実験条件

Fig.1 に示す実験装置を用いてエアロゾルの気相側から液相側への移行挙動を把握するために，赤色 LED を用いたバックライト法により高速度カメラを用いた可視化観測を行った．屈折率によって気泡内部の可視化が困難なことから厚みを最小限に設計し 2 次元的な可視化のできる薄型試験部で実験を行った．シリンジでエアロゾル粒子を液相側へ放出させ， MELCOR[1] においてグロビュール領域とされるノズル直後を可視化した．

3. 結果及び考察

薄型試験部におけるノズルから直後で粒子の液相への移行挙動を Fig.2 に示す. また, Fig.3 に奥行き 350mm 試験部におけるノズルから直後で粒子の液相への移行挙動を示す．どちらにおいてもノズル直後では粒子が慣性で気液界面を超えて液相側へ移送している様子が確認された．既存解析モデルの MELCOR においても，グロビュール領域では慣性衝突が移行要因として考えられており, モデルの妥当性を確認することができた．

謝辞

本研究は平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業の一部として行ったものである．

参考文献

[1] R. O. Gauntt, et al., “MELCOR Computer Code Manuals : RadioNuclide (RN) Package ReferenceManual,” NUREG/CR-6119, Vol. 2, Rev. 2, 2000.

*WataruKikuchi[1], KotaFujiwara[1], YukiNakamura[1], ShimpeiSaito[1], TomohisaYuasa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1]
[1]University of Tsukuba

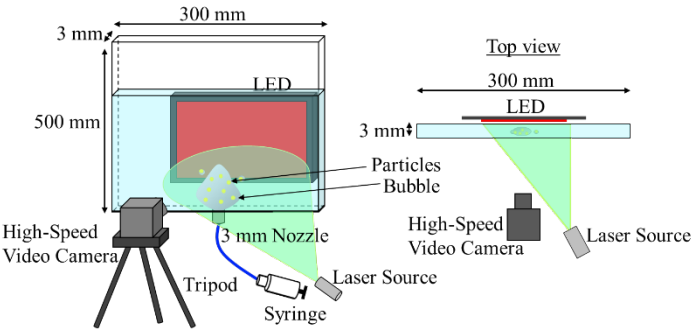


Fig. 1 Experimental apparatus

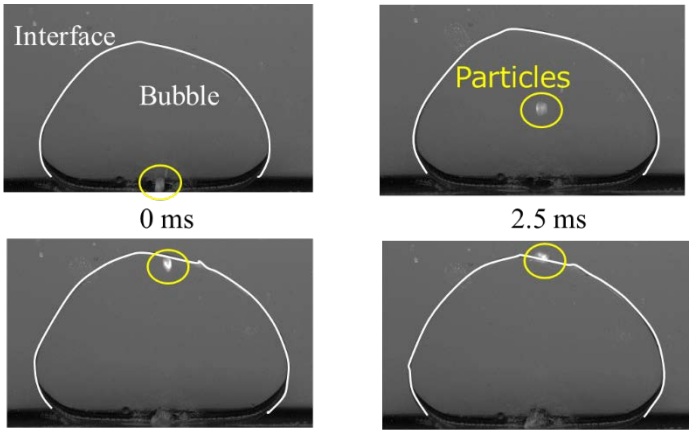


Fig. 2 Visualization by thin device equipment

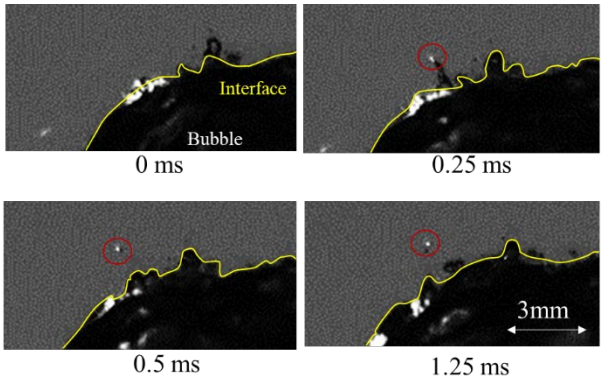


Fig. 3 Visualization with device equipment with depth

プールスクラビングにおける単一気泡中エアロゾルの除染挙動

Decontamination in a Single Rising Bubble during Pool Scrubbing

*藤原 広太[1]，菊池 航[1]，中村 優樹[1]，齋藤 慎平[1]，湯淺 朋久[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]
[1]筑波大学

原子力発電所の過酷事故時において核分裂生成物質を含んだエアロゾルは水中を通ることでプールスクラビング効果により除染される．本研究では単一気泡から流出する可溶性エアロゾルの挙動に着目し，マッハツェンダー干渉計を用いることで濃度場の計測をおこなった．

キーワード：スクラビング、除染係数、エアロゾル、可視化計測

1. 諸言

原子力発電所事故時のプールスクラビングに関する既存解析コードの改良や評価のため，プールスクラビングのメカニズムの解明が求められている．本研究の目的はプールスクラビング時において可溶性微粒子の除染挙動を可視化し，流動場との相関を明らかにすることにある．

2. 実験手法

本研究で使用した実験装置は干渉計，および気泡を投入するための水槽からなる．グリセリン水溶液のミストを重点したエアロゾルを含む気泡を水槽内に投入することでグリセリンが界面を介して水中に溶解する挙動を干渉縞として撮影した．干渉縞の FFT 結果に対して機械学習を用いることで位相の情報のみを分離し，気泡から流出したエアロゾルの位相場を計測した．

3. 結果・考察

Fig.1 に気泡の可視化計測結果を示す．明視野の観察結果から，気泡の後流に密度差による模様がみられる．干渉縞を計測した結果からは密度勾配に応じて干渉縞の乱れを計測した．計測した画像から，FFT を行い，周波数領域から位相場に関する情報を抽出した．位相場の抽出手法としては周波数領域に混合ガウスモデルを適用し，機械学習を用いてクラスタリングを行った．位相場を抽出した結果からは従来の抽出手法と比べて位相場計測の分解能が向上したことを確認した．得られたデータから，エアロゾルの流出が，不溶性微粒子を用いた以前のデータと同様に気泡の長辺付近および気泡の下部において特に顕著であることが示された．

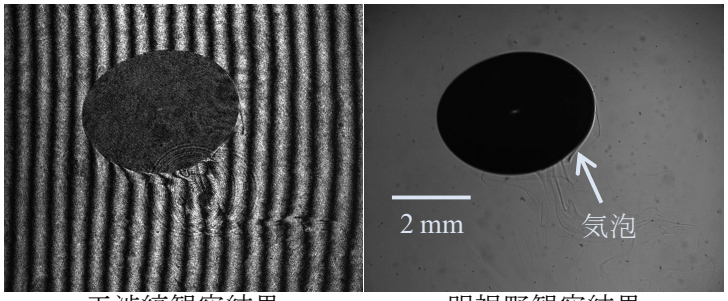


Fig. 1. 干渉計による計測結果

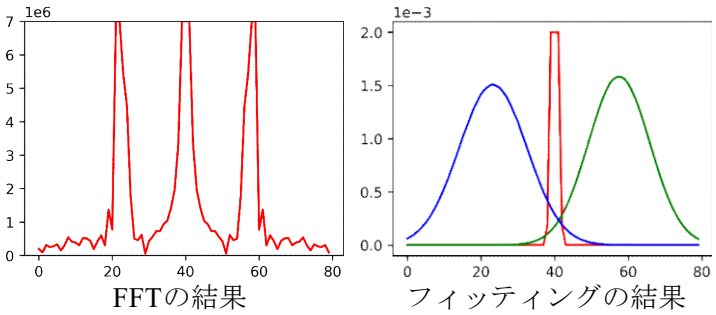


Fig. 2.機械学習を用いた周波数領域のフィッティング

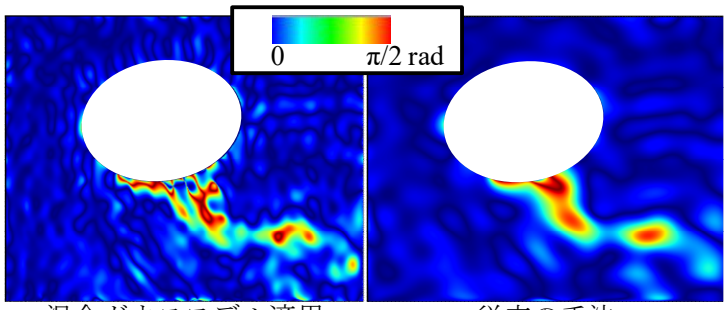


Fig. 3 油滴の界面速度の実験値と計算値の比較

謝辞

本研究は，平成 30 年度原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業の一環として行ったものである

*Kota Fujiwara[1], Wataru Kikuchi[1], Yuki Nakamura[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Akiko Kabeko[1], Yutaka Abe[1]
[1]University of Tsukuba

フィルターベント作動時のスクラビングプール水位に及ぼす凝縮の影響

Condensation effect on water level of the scrubbing pool of the FCVS

*北原 直人[1]，山本 泰功[1]，千葉 豪[1]

[1]北海道大学

原子力発電所の安全対策設備であるフィルターベントはスクラビングによる除染の機構を持つが、その除染性能を評価する上でスクラビングプール内の二相流挙動を把握する必要がある。本研究ではスクラビング時の二相水位に着目し、蒸気と非凝縮性ガスをそれぞれ注入した条件で水位の測定を行った。

キーワード：フィルターベント，凝縮，二相水位

1. 緒言

過酷事故発生時に格納容器の圧力上昇を抑制して加圧破損を防ぎ、放射性物質の外部への放出を低減させるフィルターベントは、スクラビングプールに気相を吹き込むことで放射性物質を捕獲する機構を持つ。著者らは、スクラビングプールを模擬した高さ 4.0m、内径 105mm の鉛直管を用いた可視化実験を行い、蒸気吹込み時にプール水の激しい水位変動が起こることを確認した[1]。プール内で発生した液滴が気相と共に流出することで、スクラビングプールにおける除染性能を低下させる可能性があり、プール水位を適切に管理する必要がある。本研究では、静止液柱に気相を吹き込んだ時の水位上昇に及ぼす凝縮性の影響を評価するために、蒸気-水系及び窒素-水系による実験を行い、水位上昇の比較を行った。

2. 実験

フィルターベント試験装置（図 1）は、試験部が内径 105mm、高さ 4.0m のポリカーボネート製の円筒形であり、試験部全体にわたって内部の流動を観察できる。試験部への気相吹込みに対する水位挙動を評価するため、初期水位が 80~110cm の複数の条件で試験を行った。プール水温度は、窒素吹込みでは室温、蒸気吹込みでは飽和温度とした。

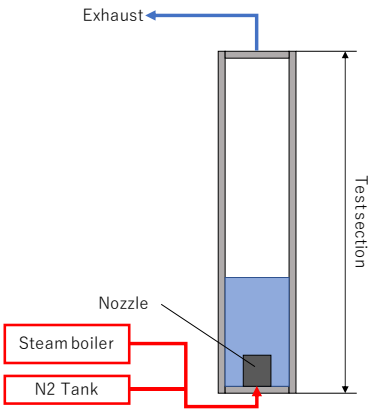


図 1 試験装置の概略図

3. 結果・考察

気相吹込みにより水位が上昇し、周期的な振動が見られた。吹込み気相の見かけ流速 U_g に対する L_m/L_e の変化を図 2 に示す。ただし L_m は振動する二相水位の平均値、L_e は静止液柱の初期水位である。L_m/L_e の値は U_g の増大と共に増大し、蒸気、窒素吹込み共に、初期水位依存性は見られなかった。また、蒸気吹込みに比べて窒素吹込み時の平均水位が高く、水位変動が大きい傾向が見られた。プール内での相変化が水位上昇を促進させる効果は、本実験では見られなかった。

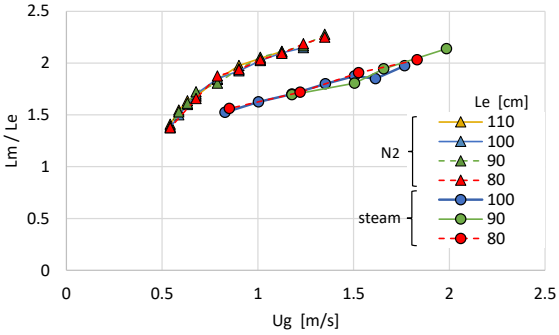


図 2 気相吹込みによる液面上昇

参考文献

[1]藤井拓也ら，日本原子力学会 2017 年秋の大会, 3E04

[2]T.Ueda and Y.Koizumi, Two-phase Mixture Level Swell in Vertical Pipes, 機論, 58-547, B(1992)

*Naoto Kitahara[1], Yasunori Yamamoto[1] and Go Chiba[1]

[1]Hokkaido Univ.

格納容器及び原子炉建屋内におけるエアロゾル粒子沈着量評価手法の開発
（4）原子炉建屋内詳細構造における粒子沈着量評価モデルの検討

Development of the Evaluation Method for the Aerosol Particle Deposition Amounts in the Containment Vessel and the Reactor Building

(4) Study on the Aerosol Particle Deposition Amounts on the Detailed Structures in the Reactor Building

*堀口 直樹[1]，宮原 直哉[1]，上澤 伸一郎[1]，吉田 啓之[1]，逢坂 正彦[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

軽水炉事故時における核分裂生成物の合理的な環境放出量評価に資するため、原子炉建屋内のエアロゾル粒子沈着量の CFD による解析手法を開発している。本報では、建屋内の詳細構造の 1 つである扉の隙間等を模擬した狭隘流路の粒子沈着量モデル化のための予備解析結果を報告する。

キーワード：原子炉建屋，エアロゾル，沈着，モデル，CFD

1. 緒言

事故時の環境への放射性エアロゾル粒子放出量の合理的な評価のため、CFD を用いた原子炉建屋内のエアロゾル粒子沈着量評価手法の開発[1]を実施している。原子炉建屋内の沈着解析に対して、現実的な空間解像度を想定した場合、建屋内に存在する狭隘部等の詳細構造を再現した解析は適切ではないことから、粒子沈着量を与えるモデルが必要である。本報では、このような詳細構造の特徴を表す体系に対して CFD 解析を行うことで必要なモデルを作成することを考え、詳細構造の 1 つである扉の隙間等を模擬した狭隘流路に対する予備解析を実施し、その妥当性について検討した。

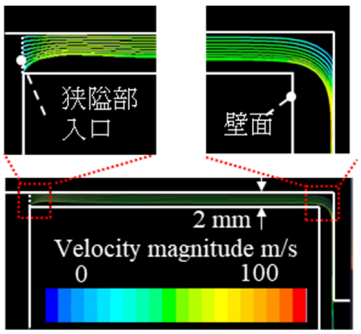


図１　粒子軌跡
（ΔP：3,600、粒径：0.9 μm）

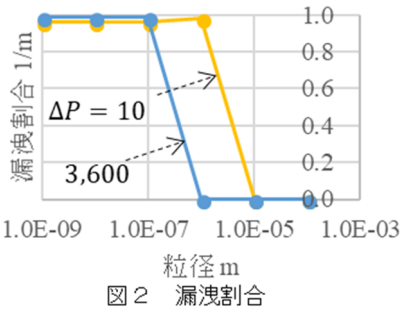


図２　漏洩割合

2. 解析方法

ANSYS-Fluent を用いて、代表的に扉の隙間（幅 2 mm、曲がり 1 か所）とその前後の領域をモデル化した二次元体系についての予備解析を格子数 4.5 万で実施した（図 1）。CsI 粒子（密度 4,500 kg/m^3）を含む空気が、扉の前後の圧力差により駆動される状況を考え、前報[1]の結果から考え得る差圧範囲の代表として、入口-出口境界の差圧ΔP =10、3,600 Pa を与えた。粒子沈着量評価手法で必要なモデルは準定常状態に対するものと考え、気流は定常であるとした。粒子に働く力は抗力と重力、粒径は 0.1-10 μm とし、狭隘部入口に等間隔に配置した 1,000 個の粒子挙動を粒径毎に解析した。

3. 解析結果

図 1 に狭隘流路内粒子飛跡を示す。流路入口近傍と曲がり部で軌跡が一方へ寄る様子が見られた。粒子は曲がり部通過後に沈着し、流路を通過した割合は約 0.4 であった。流路入口近傍では縮流が生じて気流の向きが変わっており、軌跡に影響を及ぼしたと考えられる。図 2 に示す通過割合から、粒径及び差圧が大きいほど漏洩しにくい傾向を確認した。これは、差圧増加に伴う流速増加または粒径が大きくなることで粒子の慣性が増加し、気流の向きが大きく変わる部分で慣性衝突による沈着が起きやすくなったことが原因である。このため、今後は粒子の慣性衝突や縮流の影響を考慮し、狭隘流路における粒子沈着のモデル化を実施する。

参考文献

[1] 堀口ら，原子力学会 2018 年春の大会，1B17

*Naoki Horiguchi[1], Naoya Miyahara[1], Shinichiro Uesawa[1], Hiroyuki Yoshida[1], and Masahiko Osaka[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

格納容器及び原子炉建屋内におけるエアロゾル粒子沈着量評価手法の開発
（5）濡れ面におけるエアロゾル粒子挙動の可視化計測

Development of the Evaluation Method for the Aerosol Particle Deposition Amounts
in the Containment Vessel and the Reactor Building
(5) Observation of Aerosol Particle Behavior for Wet Surface

*上澤 伸一郎[1]，宮原 直哉[1]，堀口 直樹[1]，吉田 啓之[1]，逢坂 正彦[1]
[1]日本原子力研究開発機構

軽水炉事故時の格納容器及び原子炉建屋内エアロゾル粒子沈着量評価手法の開発の一環として、乾いた壁面と濡れた壁面に対する粒子挙動可視化試験を実施し、壁面の濡れによる粒子挙動の違いを確認した。

キーワード：エアロゾル，可視化計測，沈着、跳ね返り、濡れ

1. 緒言

格納容器及び原子炉建屋内エアロゾル粒子沈着量の評価手法開発に必要な、壁面における粒子挙動について、現象の把握とそのモデル化を進めている。前報では、乾いた壁面に対する粒子挙動可視化試験を実施し、沈着や跳ね返りが起きることを確認した[1]。しかし、事故時状況において、壁面が蒸気によって濡れている可能性もあり、濡れた壁面の粒子挙動の把握も求められる。本報では、乾いた壁面と濡れた壁面に対する粒子挙動可視化試験を実施し、各壁面に対する粒子挙動について比較検証を実施した。

2. 実験手法・結果

前報[1]と同様に、粒子の軌跡と大きさの同時計測が可能な計測装置を用いた。本報では、水平に設置したステンレス鋼を壁面とし、上部からステンレス鋼に向けて圧縮空気とともに CsI 粒子を吹き付け、粒子挙動を高速度ビデオカメラで側面から撮影した。濡れた壁面に対する試験では、ステンレス鋼に蒸留水を霧吹きで散布し、直後に粒子を吹き付けた。

図 1 は乾いた壁面に対する粒子挙動の可視化結果である。一点鎖線は粒子の軌跡の一例である。粒径約 40 μm の粒子は 17 m/s の速度で壁面に衝突して跳ね返った。その後、空気の流動に乗り、再び壁面に衝突する挙動が観察された。一方、濡れた壁面では、図 2 の一点鎖線で示したように、流速 14 m/s で壁面に衝突した粒径約 60 μm の粒子は、乾き面とは異なり、跳ね返らず沈着した。このような濡れ面への沈着は、一点鎖線で示した粒子以外にも多数確認されており、濡れた壁面では粒子が沈着しやすいことがわかる。今後、流速等を条件に計測を重ねて、モデル化と評価手法への組み込みを実施する。

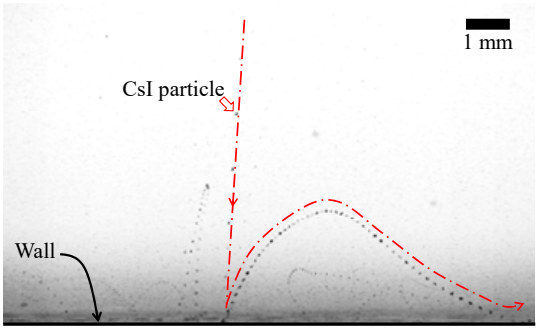


図 1　乾き面における CsI 粒子の跳ね返り
(3.6 ms 間の画像の重ね合わせ
(49.4 μs 間隔で表示))

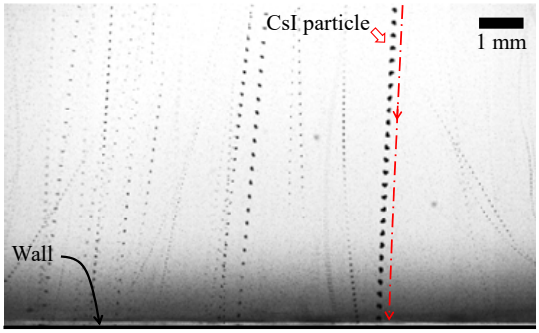


図 2　濡れ面における CsI 粒子の沈着
(3.6 ms 間の画像の重ね合わせ
(12.3 μs 間隔で表示))

参考文献

[1] 上澤ら，原子力学会 2018 年春の大会，1B16

* Shinichiro Uesawa[1], Naoya Miyahara[1], Naoki Horiguchi[1], Hiroyuki Yoshida[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 6, 2018 11:05 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 2:05 AM - 2:55 AM UTC | Room I B33 - B Building

[2I07-09] FP and Diffusion

Chair:Tomio Okawa(UEC)

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

[2I07] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

23. FP behavior analysis in the PCV of the Unit 2 with SAMPSON code

*Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1], Chiaki Kino[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1], Masanori Naito[1] (1. Institute of Applied Energy)

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

[2I08] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

24. Validation of the analytical results on FP behavior in the Unit 2 by comparing with CAMS data

*Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Karasawa[1], Chiaki Kino[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1], Masanori Naito[1] (1. Institute of Applied Energy)

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

[2I09] TRACE code analysis for hydrogen diffusion behavior at a BWR plant

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1] (1. CRIEPI)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価
23. SAMPSON コードによる 2 号機格納容器内 FP 挙動解析

Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

23. FP behavior analysis in the PCV of the Unit 2 with SAMPSON code

*唐澤 英年[1], 内田 俊介[1], 木野 千晶[1], ペルグリン マルコ[1], 茶木 雅夫[1], 内藤 正則[1]

[1]エネ総研

SAMPSON コードを用いて、2 号機を対象に事故後約 500 時間までの格納容器(PCV)及びウエットウエル(WW)における FP 挙動を解析した。FP の化学形別の沈着量分布を求めた。また、建屋へのリークパスでの付着量を評価した。Cs 及び I の沈着量、及びリーク量の妥当性について検討した。

キーワード：原子力プラント、過酷事故、ソースターム、核分裂生成物、リーク

1. 緒言

SAMPSON コードの FP モデルでは、リークパスでの付着量は現状解析していないが、廃炉計画ではリークパスにおける FP 付着量の評価は重要である。リークパスでの除染係数(DF)を求めた試験結果[1]に基づき、リーク量から付着量を評価した。解析では、断面積 0.05m^2、長さ 0.07m のリークを想定した。また、トップフランジからのリークは、圧力依存のリーク面積とした。

2. 実機解析結果

2 号機の解析において、事故進展に伴う FP の挙動を明らかにするため、各解析ノードにおける希ガスの経時変化を調べた。500 時間後の FP 分布を、表 1 に示す。燃料棒の過熱により発生した希ガスは RPV 内と SRV を介して WW に分布し、RPV 底部破損により PCV 内に移行した。そして、PCV から建屋(RB)へのリークに伴い、FP は環境(ENV)に移行した。燃料棒から発生した Cs はエアロゾルとなり、RPV 内では主に熱泳動により壁に沈着し、また、WW 内ではスクラビング効果により水中に移行した。このため、RPV 破損後への PCV 内の移行量は少なく建屋へのリーク量も少なかった。I に関しては、CsI はエアロゾルとして主に RPV 内壁に沈着した。燃料棒から放出した I は、水素雰囲気のため一部は I_2 となり、壁に吸着するとともに ENV に移行した。

フランジガスケットからのリーク試験では、DF として約 5 以上が報告されている[1]。リーク時の DF は、リーク流量、リーク長、粒子径に依存する。リーク試験ではリーク長が 10mm 程度のため、DF が小さかった。リーク流路内での付着機構は、主に慣性沈着と乱流沈着である。粒径 1μm の粒子に対するトップフランジからのリークに関しては、リーク量の約 80%(DF=5 相当)以上の粒子が付着すると評価される。

これら解析結果と評価結果の妥当性について報告する。

なお、本研究は経済産業省平成 27 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業（総合的な炉内状況把握の高度化)」の一部として実施した。

表 1　2 号機における FP 分布(%)

	RPV	DW	WW	RB	ENV
Kr+Xe	0.2	0.5	0.0	33.0	66.3
Cs	54.1	0.5	45.3	0.00004	0.0
I	47.3	23.5	3.8	7.5	17.8

参考文献

[1] A.Watanabe, et.al, 日本原子力学会和文論文誌, 8(4), 332(2009).

---

*Hidetoshi Karasawa[1], Shunsuke Uchida[1] , Chiaki Kino[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1] and Masanori Naitoh[1]

[1]Institute of Applied Energy.

「原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物放出挙動の評価」
（24）CAMS データによる 2 号機 FP 挙動解析結果の妥当性検証

Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident
(24)Validation of the analytical results on FP behavior in the Unit 2
by comparing with CAMS data

*内田 俊介[1]，唐澤 英年[1]、木野 千晶[1]、ペルグリニ マルコ[1]、茶木 雅夫[1]、内藤 正則[1]
[1]エネ総研

前報の 1 号機に引き続き、2 号機について、SAMPSON コードで求めた D/W および S/C 内の FP の質量分布から CAMS 位置での線量率を計算し、実測値と比較した。事故進展シナリオを十分に反映できていない S/C では計算値と実測値に乖離が見られるが、D/W の線量率は比較的よく再現できていることを確認した。

キーワード：福島第一原子力発電所、核分裂生成物、セシウム、CAMS、線量率

1. 緒言

1 号機では、液滴による Cs の滴下を考慮すると、D/W，S/C での CAMS の線量率を的確に再現できることを示したが、2 号機では①S/C での逆止弁の損傷による気中への直接漏洩事象と②それに伴うスクラビング効果の阻害現象，及び③S/C プール水の漏出現象が報告されている。シビアアクシデント解析コード SAMPSON の評価では、①及び③の評価が十分ではないが、現状得られている解析結果に基づく FP 分布から線量率を求めた。

２．SA 解析コードの結果から線量率への変換

Conversion factor を用いた評価手法及び評価方法は前報[1]と同じである。SAMPSON コードでもとめた、FP 分布（kg）初期比放射能、時間減衰を加味して、主要核種の放射能（Bq）を算出し、点減衰核積分法（QAD-CGGP2）を用いで導出した conversion factor を用いて線量率（Sv/h）を算出した。

３．解析結果の妥当性評価

D/W の CAMS 位置での線量率の計算値と実測値を**図 1** に示す。先の 1 号機の解析では、液滴による Cs の滴下除去という仮定をもうけて、D/W および S/C の評価を実施したが、2 号機ではこのような仮定なしでも，D/W については、比較的妥当な評価結果を得た。

ただし，S/C での評価では上記①及び③の影響が大きく、A および B 系統の測定値が大きく異なるが、本解析では両系統とも対称であった。

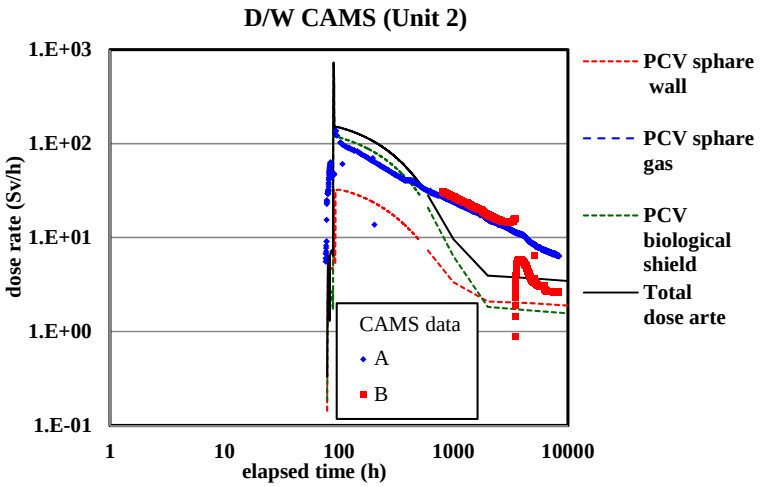


図1 2号機D/WのCAMS位置の線量率（SAMPSONコード解析結果の外挿）

４．まとめ

事故進展シナリオを十分に反映するとともに、3 号機についても評価を続ける。なお、本研究は経済産業省平成 27 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業（総合的な炉内状況把握の高度化）」の一部として実施した。

［参考文献］1. 内田ほか、CAMS データによる FP 挙動解析結果の妥当性検証，原子力学会 2018 年春の年会 1B19

---

*Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Karasawa[1], Chiaki Kino[1], Marco Pellegrini[1], Masao Chaki[1]and Masanori Naitoh[1]
[1]Institute of Applied Energy.

TRACE コードを用いた BWR プラントにおける水素拡散挙動の解析

TRACE code analysis for hydrogen diffusion behavior at a BWR plant

*大川 理一郎[1]，古谷 正裕[1]

[1]電力中央研究所

プラント動特性解析コード TRACE (Ver5 pl4)を利用して、原子炉圧力容器と格納容器の 3 次元熱流動をプラント動特性と共に計算する解析モデルを作成した。また同コードの水ー金属反応計算機能を改良し、動的に発生水素の熱水力挙動を計算する機能を整備した。このモデルを用いて BWR の事故解析を実施し、プラント内の水素拡散挙動が模擬された。

キーワード：TRACE，福島第一原子力発電所，格納容器，水素拡散

1. 緒言　福島第一原子力発電所 1 号機(1F1)の事故[1]では、炉心冷却不能に陥り高温化した燃料が水蒸気と化学反応を起こして水素が発生・爆発し、重大な事態をもたらす要因の 1 つとなった。水素は比重が小さく拡散係数が大きいため、RPV からの吹出しや漏洩等による PCV への滞留や偏在等を把握することが重要となる。本研究では、代表的なプラント動特性解析コード TRACE[2]を用いて 1F1 を対象とした再現解析を行い、水素の拡散挙動を模擬できる解析モデルを構築することを目的とする。

2. 解析体系　本研究では RPV と PCV を共に 3 次元熱流動を解く VESSEL コンポーネントで幾何的に模擬し、両者を連結した体系を解析モデルとする。Fig.1 に代表して PCV のノード分割図を示す。円筒座標系で径方向及び軸方向にノード分割し、熱流動を多次元計算する。RPV 最上部と最下部に D/W への漏洩口を設け、水素拡散に対する影響を調べる。また、TRACE の水―金属反応計算機能を適用して水素生成を模擬し、気相中の非凝縮性ガスとして空気・水素の 2 種類を考慮する。さらにオリジナルの TRACE に装備されていない機能として、水―金属反応による水素の生成量を炉心部のノードにフィードバックするようコード改良を施す。

3. 解析結果及び考察　Fig.2 に解析結果（炉心損傷直前の水素分布）を示す。RPV からの漏洩を考慮しない場合、RPV の水素は発生源の炉心より上部に偏在し、ダウンカマや下部における存在率は低くなっており、S/C の水素は SRV の吹出しから気相部全域に均質に拡散している。RPV 上部からの漏洩を考慮する場合、RPV の水素は炉心上部への偏在傾向がより強くなり、D/W の水素は漏洩口からの流入により存在率が高くなるが、上部にやや偏在している。RPV 下部からの漏洩を考慮する場合、RPV の水素は漏洩口のある下部の存在率が若干高くなるが、上部方向全域には比較的均質に拡散しており、D/W の水素は漏洩口からの流入により下部から全域にわたり概ね均質に拡散している。

4. 結論　TRACE の 3 次元熱流動計算機能を利用して水素が RPV から PCV に拡散する挙動をシミュレーションできる解析モデルを構築した。ただし本モデルは、質量保存則は水素を含め個々の気相に適用するものの、運動方程式は他の気相と一体的に取扱うため、水素成層化等といった集積現象のさらなる正確な模擬は今後の課題である。

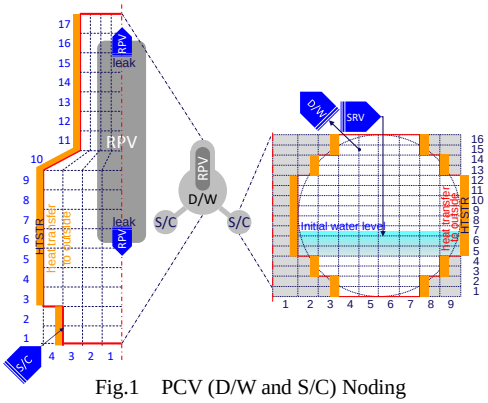


Fig.1　PCV (D/W and S/C) Noding

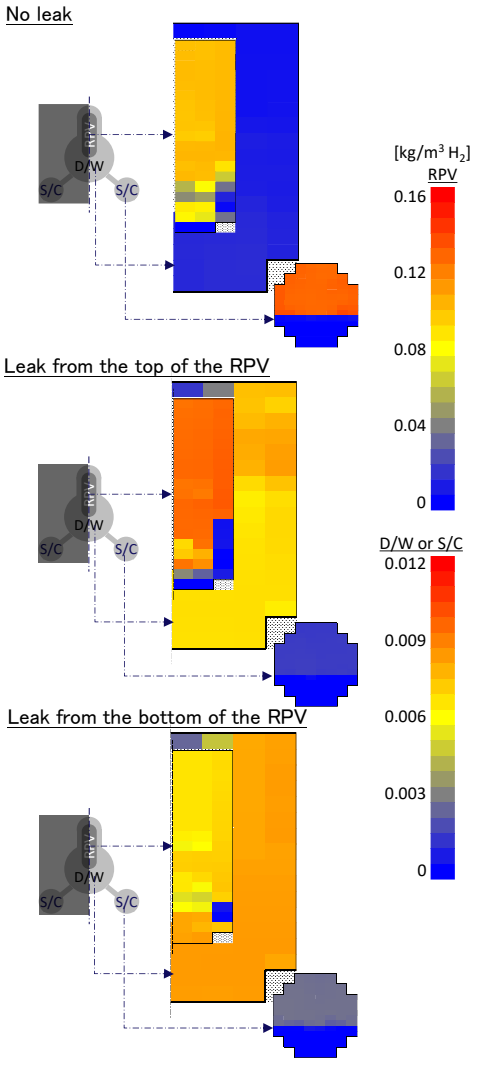


Fig.2　Hydrogen distribution just before core damage

参考文献

[1] "Fukushima Nuclear Accident Analysis Report", TEPCO, 2012

[2] "TRACE V5.840 THEORY MANUAL", USNRC, 2013

*Riichiro Okawa[1], Masahiro Furuya[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

Planning Lecture (Free Entry) | Special Lecture：Special Lecture

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:00 AM UTC | Room I B33 -B Building

[2I_PL] Treatment results and research trends of radon therapy

Chair:Kiyonori Yamaoka(Okayama Univ.)

[2I_PL01] Treatment results and research trends of radon therapy

*Fumihiro Mitsunobu[1] (1. Okayama Univ.)

2018年秋の大会

特別講演

ラドン療法の治療実績と研究動向

Treatment results and research trends of radon therapy

*光延文裕
岡山大学大学院

【背景】東電福島第一原発事故以後，低線量放射線の健康影響が公衆各層の最大の関心事の一つとなり，特に健康リスク不安が深刻化し適切かつ迅速な対応が必要となっている。自然起源放射性物質（NORM）の約半分を占めるラドンおよびその子孫核種は健康リスクの可能性が指摘されているが，その一方で，三朝温泉（日本）やバドガスタイン（オーストリア）におけるラドン療法の健康効果などに関する研究・調査がなされ，その臨床効果が報告されている。

【目的】ラドン療法の適応症には，活性酸素種が関与する様々な疾患があり有効とされている。しかし，その機構に関しては未だ不明な部分があり，多くは経験的な処方に基づいて実施されてきた。このため我々は，ラドンがもたらす生体応答と組織・臓器吸収線量との関係をより定量的に評価した上で，ラドン療法の適応症に関する機構解明や新規探索などを推進してきた。

【成果例】１）三朝温泉における治療実績：ラドン熱気浴は，呼吸器疾患（気管支喘息，慢性閉塞性肺疾患など）および運動器疾患（変形性関節症など）の症状改善に有効であることが報告されている。２）バドガスタインにおける治療実績：ラドン療法（坑道療法）は，運動器疾患（強直性脊椎炎，関節リウマチ，変形性関節症など），皮膚疾患（アトピー性皮膚炎など）および呼吸器疾患（気管支喘息など）に有効であることが報告されている。３）ラドン療法の作用機序は，健康維持を目的とした有酸素運動などと同様の少量酸化ストレス（適度な生理的刺激）による抗酸化機能・免疫調節機能の亢進，また抗炎症作用・循環代謝・ホルモン分泌の促進などであることが示唆された。さらに抗酸化機能の亢進に関して，ビタミンＣ・Ｅの各摂取との比較によりラドン吸入が相対的に強い抗酸化力を誘導することなども明らかにした。４）新規適応症としては，炎症性疼痛や神経障害性疼痛，肝・腎障害や大腸炎，アルコール性肝障害，1 型糖尿病と合併腎障害，高尿酸血症，また一過性脳虚血や炎症性浮腫などに関しても，その可能性を明らかにした。

【今後の展開】今後，ラドン療法について臨床研究の推進・エビデンスの構築が望まれる。リスク評価として，長期の子孫核種曝露による肺癌の可能性に関しては，喫煙など他の生活環境因子との比較も重要である。また，相対的に短時間のラドン療法による予防・治療や健康増進への応用の是非は，全体としてリスクと有益性を定量的に比較評価することで解決できると考えられる。ラドンは自然放射線の約半分を占め人類と共存している現実から，その有効活用の検討は有意義であり関連研究の今後の一層の発展を期待したい。

---

*Fumihiro Mitsunobu
Okayama Univ.

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

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 7:55 AM UTC | Room I B33 -B Building

[2I10-17] Phase Change

Chair:Michio Murase(INSS)

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

[2I10] Bubble Lift-off Velocity in Subcooled Flow Boiling

*Shintaro Sakamoto[1], Hiroki Ohori[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1] (1. UEC)

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

[2I11] Study on Boiling Heat Transfer Characteristics in Debris Beds

2nd:Dryout Heat Flux for Bottom and Volume Heated Debris Beds

*Keishi Sakurada[1], Taira Kawakami[1], Hiroto Sakashita[1], Ayako Ono[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1. Hokkaido University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2I12] Mechanism of Flashing induced by Microwave Heating

*Shunya FUJITA[1], Yutaka ABE[1], Akiko KANEKO[1], Tomohisa YUASA[1], Tomoomi SEGAWA[2], Yoshiyuki KATO[2], Koichi KAWAGUCHI[2], Katsunori ISHII[2] (1. Universitiy of Tsukuba, 2. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2I13] Jet behavior and pressure increasing characteristics of supersonic steam injector

*Yuki Kamata[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. Tsukuba Univ.)

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

[2I14] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

(5) Development and commissioning results of the cross-flow test facility simulating a two-subchannel under BWR thermal hydraulics conditions

*Masaki Ikeda[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Hideaki Hosoi[1], Kenichi Katono[1], Kenichi Yasuda[1], Kazuaki Kito[1], Atsushi Ui[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

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

[2I15] Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

(6) Two-phase flow measurement of forced convection subcooled boiling flow through a vertical double wall channel under atmospheric condition

*Atsushi Ui[1], Hiroki Takiguchi[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Kenetsu Shirakawa[1], Kazuaki Kito[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2I16] Time-resolved measurement of both fluid temperature and void fraction profiles of boiling flow in 5×5 heated rod bundle

*Hiroki Takiguchi[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1] (1. CRIEPI)

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2I17] Thermal-hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

(16) Void fraction correlation in heated rod bundle at low flow rate for wide pressure range from 0.1 to 7 MPa

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Hiroki Takiguchi[1], Yoshihisa Nishi[1], Kenetsu Shirakawa[1] (1. CRIEPI)

4:45 PM - 4:55 PM JST | 7:45 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

低圧時強制対流サブクール沸騰における気泡の伝熱面離脱速度

Bubble Lift-off Velocity in Subcooled Flow Boiling

*坂本 新太郎[1]，大堀 浩輝[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現象では気泡の伝熱面からの離脱が観察される．離脱速度は離脱方向の成分によって気泡の成長速度または，液相の速度分布に相関があることを示し，これらの結果より実験相関式を作成した．

キーワード：強制対流サブクール沸騰，伝熱面離脱速度，気泡成長速度，ボイド率，気泡追跡法

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．サブクール沸騰域では様々なサイズの気泡が生成され，離脱し凝縮する．しかし離脱時の速度はモデル化されていないため，本研究では気泡の伝熱面離脱速度を計測し，モデル化することを目的とする．

2. 実験方法

試験流路は幅 14mm 高さ 10mm の矩形流路で，試験流体は水を用い，流動方向は垂直上昇流とした．実験は大気圧下で行い，実験条件は熱流束 q_w = 202-500 kW/m^2，サブクール度 ΔT_{sub} = 10， 30， 40 K，質量流束 G = 252-490 kg/m^{2}s とした．気泡の離脱を高速度カメラで撮影し，フレームレートを 10000 frames/s，シャッタースピードを 0.1 ms とした．離脱速度は，気泡離脱前後の重心座標の時間変化を曲線近似し，離脱時点での勾配で定義した．

3. 結果と考察

Fig. 1 であるひとつの実験条件で得られた気泡径の成長過程と時間スケールを調整した Prodanovic の気泡成長モデルを比較した[1]．モデルでは代表的な気泡径についての気泡成長過程が与えられ，その気泡径に近い d_{max} = 1.34 mm とモデルは良い一致が見られた．Fig. 2 にこの成長モデルから算出した気泡成長速度と実験で得た伝熱面法線方向の気泡離脱速度の関係を示した．離脱速度は成長速度と比例関係があり，図中に示す相関式を作成した．また，より実用範囲を拡大するために Zuber の成長モデルを使用した相関式も作成した．

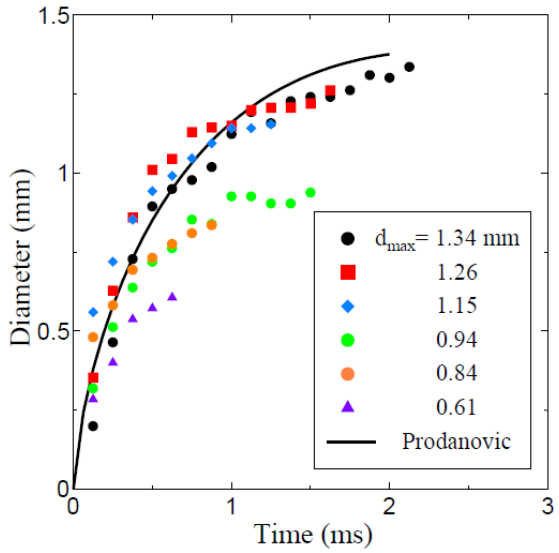


Fig. 1 Bubble growth process and Prodanovic model.

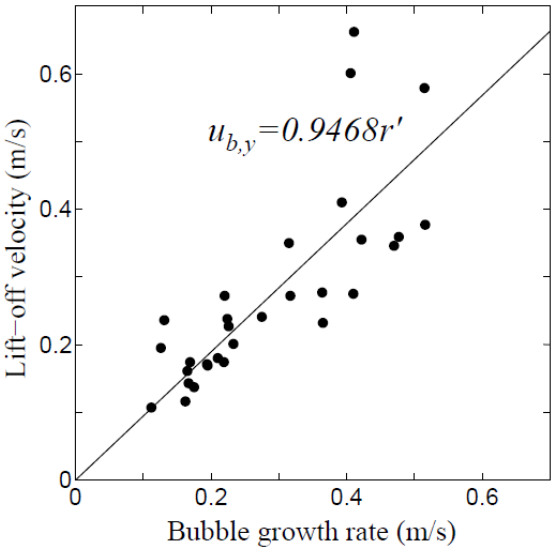


Fig. 2 Lift-off velocity vs bubble growth rate.

4. 結言

気泡離脱の観察によって，伝熱面法線方向の離脱速度が気泡の成長過程に相関があることを示した．一方，鉛直方向速度は液相速度分布が強く影響した．これらの考察より法線方向及び，鉛直方向気泡離脱速度の実験相関式を作成した．

謝辞 本報告は原子力規制庁からの委託「平成 30 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] V. Prodanovic et. al, Int. J. Multiph. Flow 28 (2002) 1-19.

[2] N. Zuber et al., Int. J. Heat Mass Trans. Vol. 2 (1961) 83-98

*Shintaro Sakamoto[1], Hiroki Ohori[1], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1]

[1]The University of Electro-Communications

デブリベッドの沸騰熱伝達特性に関する研究
（第二報：底面および内部加熱条件におけるデブリベッドのドライアウト熱流束）

Study on Boiling Heat Transfer Characteristics in Debris Beds

(2nd：Dryout Heat Flux for Bottom and Volume Heated Debris Beds)

*桜田渓史[1]，川上大良[1]，坂下弘人[1]，小野綾子[2]，吉田啓之[2]

[1]北海道大学，[2]JAEA

原子炉の過酷事故時に重要となるデブリベッドの冷却機構を検討するために，伝熱面上に粒子層を充填し，高周波誘導加熱器を用いて粒子層を内部発熱させた際に底面での限界熱流束へ与える影響を測定した．

キーワード：原子炉過酷事故，底面および内部加熱デブリベッド，沸騰熱伝達，限界熱流束

1. 緒言　原子炉の過酷事故時には溶融デブリがペデスタル上へ落下することが想定される．ペデスタルが水張りされている状況では溶融デブリは床面に達し溶融プールを形成して表面が固化しクラストを形成し，一部が水中で粒子化しクラスト上に堆積する．デブリベッドの冷却挙動は格納容器の健全性評価の際に重要であるが，粒子状デブリの発熱がクラスト表面からの除熱特性に与える影響については過去に報告されていない．第一報[1]では粒子層が発熱しない場合を対象としたが，本研究では伝熱面上に堆積した粒子層の発熱が底面での限界熱流束に与える影響を検討した．

2. 実験方法　Fig.1 に実験装置の概略図を示す．直径 75mm の銅製伝熱面上に粒子化したデブリを模擬した鋼製球形粒子を堆積させ，高周波誘導加熱装置を用いて球状粒子を発熱させた．同時に銅ブロック内部に設置したヒーターによる加熱を行い，底面での限界熱流束を測定した．

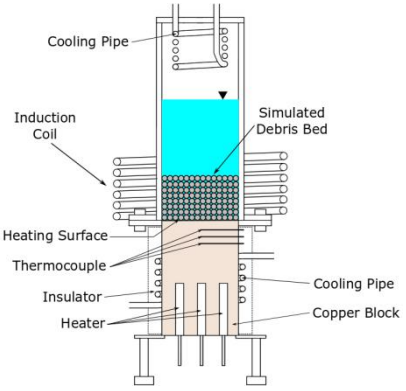


Fig.1 Experimental apparatus

3. 実験結果　Fig.2 に各粒子径における限界熱流束を示した．横軸は粒子堆積層での発熱量 $Q[W/m^3]$に堆積高さ $H[m]$をかけた熱流束 $QH[W/m^2]$であり，縦軸は底面での限界熱流束 $q_{CHF}[W/m^2]$である．粒子径が小さくなると q_{CHF} が低下するが，粒子層の発熱の影響は小さく，発熱量によらず q_{CHF} はほぼ一定値を取ることが判明した．Fig.3 に d=6mm での実験結果と，粒子層での流動抵抗に基づく Lipinski モデル[1]，Flooding に基づく Ostenson モデル[2]，Dhir モデル[3]による q_{CHF} の予測値を示した．いずれのモデルも，本実験結果とは異なり粒子層での発熱量の増加とともに q_{CHF} は単調に減少すると予測する．この結果より，既往のモデルでは本実験体系の CHF を予測できないことが判明した．

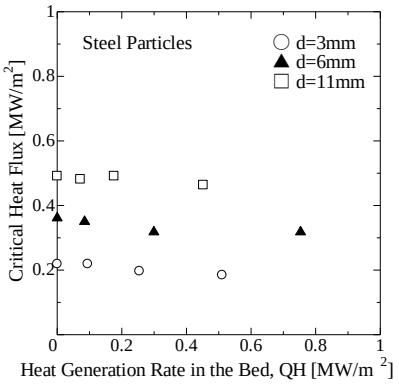


Fig.2　CHF at bottom surface vs. heat generation rate in beds

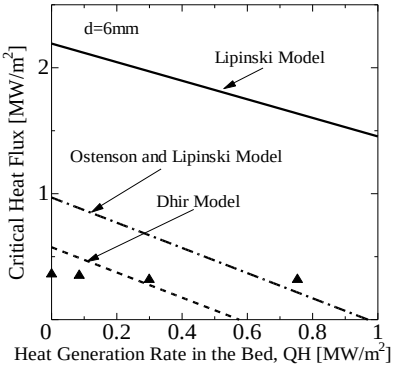


Fig.3 Comparison of measured CHF with the models

4. 結言　粒子層の内部発熱が底面における限界熱流束へ与える影響を明らかにし，その予測には新たなモデルが必要であると示した．

参考文献　[1] 桜田,他，原子力学会 2018 春の年会，1B08. [2] R. J. Lipinski，1982, A model for boiling and Dryout in particle beds, ReportNUGER/CR-2646, AND82-0765. [3]R. W. Ostensen, R. J. Lipinski, A particle bed Dryot Model Based on Flooding, Nucl, Sci, Eng, 9, 110(1981). [4]V. K. Dhir (UCLA), L. Barleon (KFK-Germany), Dryout Heat Flux in a Bottom-Heated Porous Layer.

*Keishi Sakurada 1, Taira Kawakami 1, Hiroto Sakashita 1, Ayako Ono 2, Hiroyuki Yoshida 2　1 Hokkaido Univ, 2 Japan Atomic Energy Agency

マイクロ波加熱による突沸発生機構

Mechanism of Flashing induced by Microwave Heating

*藤田峻也[1]，阿部豊[1]，金子暁子[1]，湯淺朋久[1]，
瀬川智臣[2]，加藤良幸[2]，川口浩一[2]，石井克典[2]
[1]筑波大学，[2]日本原子力研究開発機構

マイクロ波加熱時に生じる溶液の突沸現象の機構解明を目的として，突沸現象の噴き上げ現象を詳細可視化観測した．突沸の噴き上げメカニズムの一つとして考えられる．気泡の瞬時生成と成長のメカニズムの考察を行った．
キーワード：突沸，マイクロ波加熱，不均質核生成，気泡膨張

1. 緒言

核燃料サイクルの再処理工程にて，マイクロ波加熱脱硝法が開発されている．マイクロ波加熱時には沸騰現象を伴い，先行研究において再処理溶液を模擬した硝酸ウラン溶液にマイクロ波を照射した際，突沸による噴きこぼれの発生を確認した．本研究ではマイクロ波加熱による突沸発生機構の解明を目的として突沸のモデルを想定した．そして，突沸時の可視化結果から気泡生成頻度・気泡体積を計算し，モデルの妥当性を考えた．

2. 実験

マイクロ波加熱装置は，オーブン上部からマイクロ波を照射する構造である．マイクロ波周波数は 2.45 GHz．試験流体には蒸留水を用いた．

3. 結果と考察

図 1 に突沸挙動の可視化結果を示す．

図 2 に突沸現象の想定図を示す．突沸現象は，過熱液相から単一気泡が生成し，成長し崩壊をきっかけに無数の気泡が生成され，成長することで起こると考えられる．

図 3 に各接触角 θ における不均質核生成頻度と液温の関係を示す．この理論値を求める際，西尾ら[1]の核生成頻度 J_{HE} を用いた．

$$J_{HE} = N^{2/3}\psi_a[\vartheta]\left(\frac{2\sigma}{\pi m B \psi_b[\vartheta]}\right)^{\frac{1}{2}} exp\left\{-\frac{16\pi\sigma^3\psi_b[\vartheta]}{3kT(P_v - P_l)^2}\right\} \quad (1)$$

$$\psi_a[\vartheta] = (1 + cos\vartheta)/2 \quad (2)$$

$$\psi_b[\vartheta] = (2 + 3cos\vartheta - cos^3\vartheta)/4 \quad (3)$$

ここで，Nは液相分子数密度[/m^3], m は液相分子 1 個の質量[kg], k はボルツマン定数[J/K], N_A はアボガドロ数[1/mol], M は分子量(H_2O;18)[g/mol], σは表面張力[N/m], P_vは気泡内圧力(各温度時の飽和蒸気圧)[Pa], P_lは液相圧力(大気圧)[Pa], Tは液相温度[K], ρ_lは水密度[kg/m^3]である．既存研究において，固液界面ナノバブルの存在が確認されており，ナノバブルはマクロスケールの気泡と比べはるかに大きな接触角を持つ特性があり，マイクロ波照射による熱的効果・非熱的効果によって，このナノバブルが再現性高く生成されることが報告されている[2,3]．これより，突沸時の噴き上げ現象の気泡生成メカニズムは，不均質核生成によるものと考えられる．

図 4 に，接触角 177° の不均質核生成頻度J_{HE}と Mikic の式[4]で求めた気泡体積を用いて，単位体積[mm^3]あたりの気泡群総体積の時間変化を算出した．これから考えられる噴き上げ現象のメカニズムとして一つ目に気泡群の総体積が成長したことで溶液内の水を追い出しと二つ目に気泡群が崩壊したことで，気泡内圧の放出が支配的なものと考えれられる．

以上より，マイクロ波加熱時の突沸現象のメカニズムについて，過熱液相内で，不均質核生成によって固液界面ナノバブルが瞬時に大量に生成され，その気泡群が急激に成長し，気泡群が崩壊して，気泡内圧の放出によって激しく噴き上がる現象が生じると考えられる．

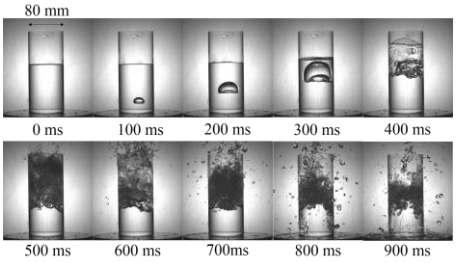


図 1 突沸挙動の可視化結果

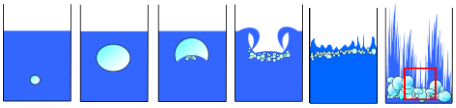


図 2 突沸現象の想定図

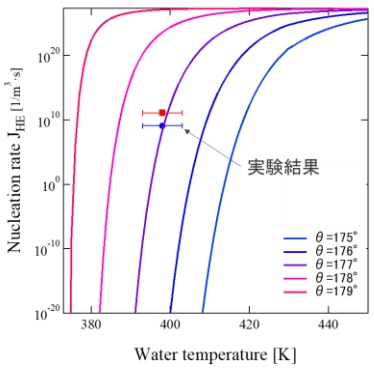


図 3 不均質核生成頻度と実験値

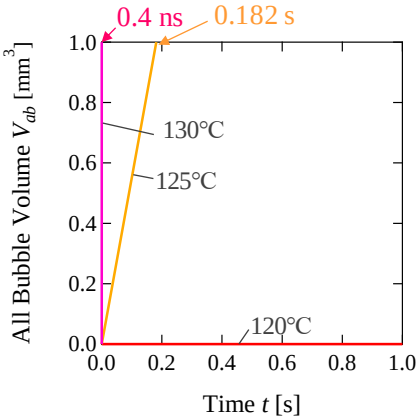


図 4 気泡群総体積の時間変化

参考文献
[1] S.Nishio, A Review of Rlementary Processes of Evaporation and Boiling Phenomena in Uniform Temperature Field, Thermal Science & Engineering Vol.8 No.4, pp.1-11 (2000)
[2] 高橋 厚史，“固液界面ナノバブルの実験について”，Journal of the Heat Transfer Society of Japan, Vol.57, No.239, 2018
[3] Lei Wang, “Microwave – Induced Interfacial Nanobubbles”, 2016
[4] B. B. Mikic, W. M. Rohsenow and P. Griffith, “ON BUBBLE GROWTH RATES”, Int. J. Heat & Mass Transfer, Vol. 13, pp. 657-666, 1970

* Shunya Fujita[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tomohisa Yuasa[1],
Tomoomi Segawa[2], Yoshikazu Yamada[2], Yoshiyuki Kato[2], Katsunori Ishii[2].
[1]University of Tsukuba, [2]Japan Atomic Energy Agency.

超音速蒸気インジェクターの噴流挙動と昇圧特性

Jet behavior and pressure increasing characteristics of supersonic steam injector

*鎌田 裕貴[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学

蒸気インジェクター（SI）における吐出噴流の流動構造を明らかにするため、内部流動を詳細に観察した。 ハイスピードカメラによる可視化や圧力の計測を実施し、吐出噴流内部で起きている気液二相流挙動現象について考察した。

キーワード：蒸気インジェクター，気液二相流，直接接触凝縮，圧力波，原子炉安全システム

1. 緒言

蒸気インジェクター（SI）は水と蒸気の直接接触凝縮により駆動力を得る噴流ポンプである。無電源でも駆動することから原子力発電所における安全システムとしての運用が期待される。しかしながら、その作動特性や昇圧メカニズムは解明されていない。本研究では SI 内部における噴流の水-蒸気二相流挙動を調べるため実験を行った。

2. 実験・結果

SI テスト部において流動の可視化、および圧力の計測を行った。図 1 にディフューザ部の可視化の様子を示す。各背圧条件において明るく見える領域と暗く見える領域が確認できる。背後から光源を当てて撮影をしており輝度の低いところは小径の気泡が光を遮るため暗く見えていると推測される。したがって暗く見えている領域は気相が多く、明るく見えている領域はほぼ液相で構成されていると推測される[1]。この明暗が大きく変化する領域をさらに詳しく可視化した結果を図 2 に示す。これによると液膜のようなものが観測され、流動挙動が明らかに変化する境界がみられた。したがって暗く見えていた領域は気泡流ではない可能性が示唆される。この境界位置の付近の圧力を同時に計測したところ、その前後にて圧力の上昇が起きていることが確認できた。また、この流動遷移の下流側にて周囲流体よりも速い断続的な明るさの伝播が発生しており、これは凝縮過程において発生した圧力の波であると考えられる。この圧力波を詳細に評価するためにテスト部下流の定位置において圧力の時間変動を計測した。圧力は周期的な時間変動を伴っており、これを周波数解析した結果を図 3 に示す。これらを各背圧弁開度で行うことで圧力波の発生頻度はその時の背圧条件と相関があることがわかった。

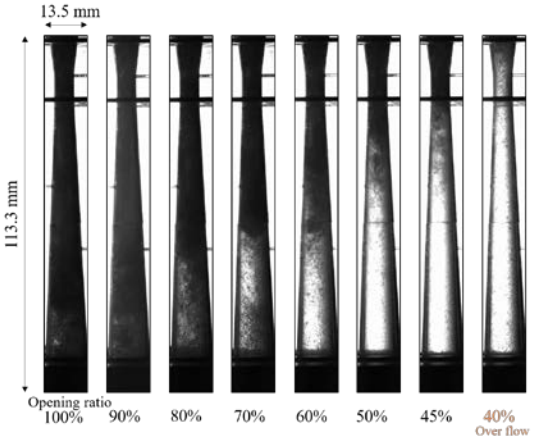


図 1 背圧弁開度に対する
ディフューザ内部の可視化

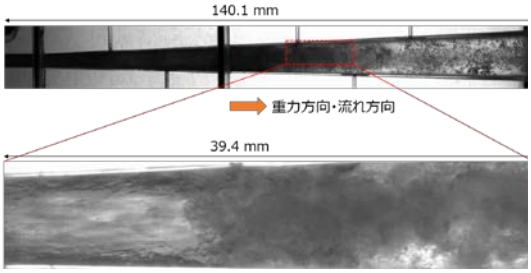


図 2 流動の遷移の様子の可視化

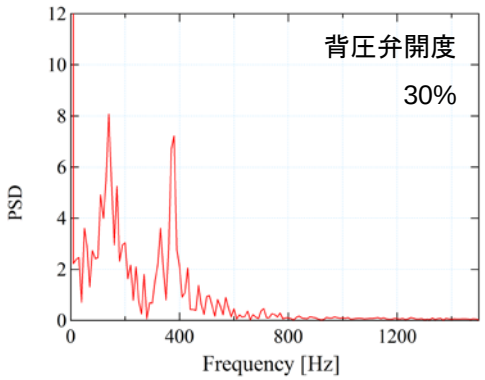


図 3 ディフューザ部における
圧力変動の周波数解析

3. 結言

SI のディフューザ部における流動挙動は二相流挙動を示している可能性が示唆され、その流動挙動はディフューザ部の途中で大きく変化していることが分かった。また、圧力波の発生頻度が背圧と関係していることが確認された。

参考文献

[1] Abe, Y. et al (2014), "Study on the characteristics of the supersonic steam injector", Nuclear Engineering and Design, 268, 191-202.

---

*Yuki Kamata[1], Akiko Kaneko[1]and Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発
（５）BWR 実温実圧下における 2 サブチャンネル・クロスフロー試験装置の製作及び試運転結果

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle
(5) Development and commissioning results of the cross-flow test facility simulating a two-subchannel under BWR thermal hydraulics conditions

*池田 正樹[1]，藤本 清志[1]，細井 秀章[1]，上遠野 健一[1]，安田 賢一[1]，木藤 和明[1]，宇井 淳[2]
[1]日立 GE ニュークリア・エナジー，[2]電力中央研究所

沸騰水型原子炉（BWR）における燃料集合体内の気液二相流の挙動を評価するために、BWR の実温実圧下の計測が可能な 2 サブチャンネル・クロスフロー試験装置を製作し、試運転を行った。

キーワード：二相流，クロスフロー，変動差圧，ボイド率，沸騰水型原子炉，燃料集合体

1. 緒言

沸騰水型原子炉（BWR）における燃料集合体内の気液二相流の挙動を評価するためには、燃料棒で囲まれた流路間における気相及び液相の横流れ（クロスフロー）現象のメカニズムを把握することが重要である。そこで、これまで、熱平衡クオリティ計測手法の要素試験 [1]、変動差圧が計測可能な水と空気のクロスフロー試験を行ってきた [2]。今回、BWR の実温実圧下（288℃、7.2MPa）におけるクロスフロー試験が可能な 2 サブチャンネル・クロスフロー試験装置を製作し、試運転を行った。

2. 2 サブチャンネル・クロスフロー試験装置

図 1 は、2 サブチャンネル・クロスフロー試験装置の模式図及び試験体連通部の断面図である。本試験装置では、既設の試験ループの熱水と蒸気を特定の割合で混合し、これを 2 つの流路を模擬した試験体に供給する。なお、本試験装置では、3 次元 X 線 CT 撮影による連通部前後の平均ボイド率の計測、流路 1（Ch.1）と流路 2（Ch.2）における時間平均圧力と変動圧力の同時計測による変動差圧の計測、流量計測とクオリティ計測によるクロスフロー量の評価が可能である。

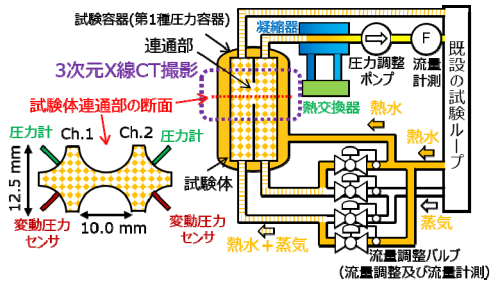


図 1　2 サブチャンネル・クロスフロー試験装置

図 2 は、試運転で得られた変動差圧と蒸気のクロスフロー量（Ch.1 から Ch.2）の関係である。凡例のボイド率は、熱水サブクール度を 15℃で評価した計画値である。図 2 に示すように、変動差圧の増加に伴い、蒸気のクロスフロー量が大きくなる傾向を確認した。

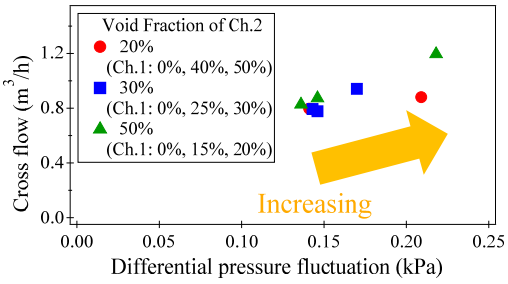


図 2　変動差圧と蒸気のクロスフロー量

3. 謝辞

本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発）」として実施した。

参考文献

[1] 細井他，日本原子力学会 2017 年秋の大会，1E02 (2017)　[2] 藤本他，日本原子力学会 2018 年春の大会，2B20 (2018)

*Masaki Ikeda[1], Kiyoshi Fujimoto[1], Hideaki Hosoi[1], Kenichi Katono[1], Kenichi Yasuda[1], Kazuaki Kito[1], Atsushi Ui[2]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発
(6) 大気圧二重管体系における強制対流サブクール沸騰場の二相流計測

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle
(6) Two-phase flow measurement of forced convection subcooled boiling flow through a vertical double wall channel under atmospheric condition

*宇井 淳[1]，滝口 広樹[1]，古谷 正裕[1]，新井 崇洋[1]，白川 健悦[1]，木藤 和明[2]
[1]電力中央研究所，[2]日立 GE ニュークリア・エナジー

沸騰水型軽水炉(BWR)のボイド予測モデル構築に資する二相流データベースの拡充のため，二重管体系の強制対流サブクール沸騰場の径方向のボイド率，気泡流速，界面積濃度等を，光学プローブを用いて計測した。
キーワード：サブクール沸騰，ボイド率，界面積濃度

1. 緒言　BWR の燃料集合体の核熱結合解析の高度化には，近年，幾何形状が複雑化している燃料集合体内の局所のボイド率の予測精度を高める必要がある。モデル構築やその妥当性確認に用いる二相流データを拡充するため，サブクール沸騰の挙動解明に焦点を当て，気泡生成やその発達過程を光学プローブで計測した。

2. 試験方法　内径 21.5mm のポリカーボネート製鉛直円筒流路中央に設置した直径 10mm，発熱長 2000mm の間接加熱ロッドを熱流束 143～637kW/m^2 で発熱させ，アニュラス部に下部から純水を入口温度 80～98℃，入口流速 1.3～2.6m/s で流入してサブクール沸騰を観察する。RBI 社製の光学ダブルプローブ（プローブ上下間隔約 1mm）を径方向に段階的に移動して，通過気泡を検出して気泡流速，界面積濃度，Sauter 平均径等の分布を計測する（図 1）。

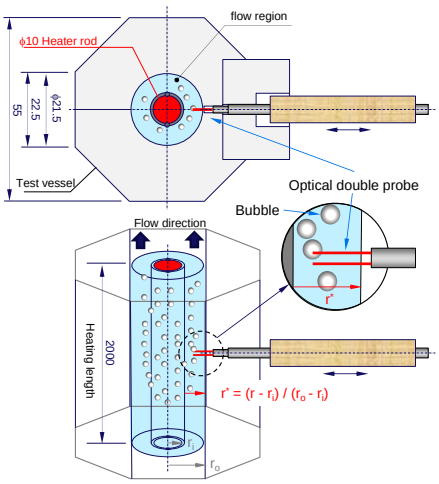


図1　試験装置計測部と光学プローブ

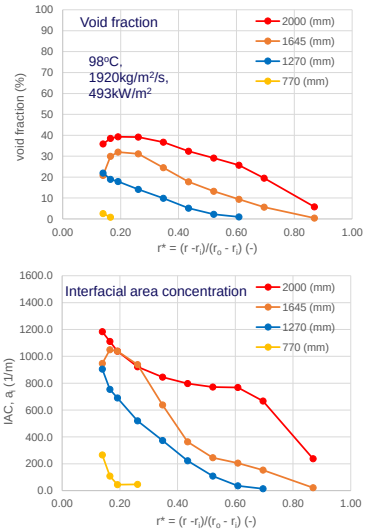


図2　計測結果

3. 試験結果及び考察　図 2 は光学プローブによるボイド率及び界面積濃度の径方向分布の計測結果である。ボイド率は上流側のプローブの値を用いた。界面積濃度は同一の気泡が 2 つのプローブを通過する相関が 0.6 以上の場合を計測値とした。前報[1]の高速度カメラによる計測等と対比し，同様の分布傾向であることを確認した。

4. 結言　光学プローブを用いて，二重管サブクール沸騰場の種々のパラメータの径方向分布を計測し，二相流データベースを拡充した。取得したデータは，現在実施している X 線 CT による三次元ボイド率分布計測と対比し，今後の 5×5 バンドルの総合試験のボイド率計測に役立てるとともに，サブチャンネル解析コードや二相流 CFD コードの妥当性確認に活用する。また，BWR 実圧条件のデータを拡充していく予定である。

謝辞　本研究は，経済産業省資源エネルギー庁委託事業「平成 29 年度 原子力の安全性向上に資する共通基盤整備ための技術開発事業（燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発）」として実施したものである。

参考文献　[1] 宇井 他，日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿 1E03

---

*Atsushi Ui[1], Hiroki Takiguchi[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Kenetsu Shirakawa[1] and Kazuaki Kito[2]
[1]CRIEPI, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy

5×5発熱バンドル内沸騰二相流の流体温度とボイド率の同時計測

Time-resolved measurement of both fluid temperature and void fraction profiles of boiling flow in 5×5 heated rod bundle

*滝口 広樹[1], 古谷 正裕[1], 新井 崇洋[1]
[1]一般財団法人電力中央研究所

沸騰二相流動場の流体温度分布と局所ボイド率分布を同時計測するセンサを開発した。本報ではバンドル体系への応用として、5×5発熱バンドル内の軸方向に本センサを複数段設置し、不均一な断面分布で発熱させた際の流体温度の断面分布と軸分布を局所ボイド率と同時計測し、本センサの適用性を示した。

キーワード：沸騰二相流、流体温度分布、光ファイバ、ボイド率分布、ワイヤメッシュセンサ

1. 緒言　3次元かつ過渡変化するBWR燃料集合体内の沸騰伝熱特性の把握には、CFDやCMFD等の解析ツールによるモデル化およびその妥当性を確認するためのベンチマークデータが必要となる。本報では、沸騰二相流中の流体温度分布と局所ボイド率分布を高時間かつ高空間分解能で定量化するために、ワイヤメッシュセンサ（WMS）と光ファイバを組み合わせたセンサを開発すると共に、バンドル体系への適用性を検討した。

2. 実験・計測結果　有効発熱長2000 mmの5×5発熱バンドル（ロッド外径10 mm、同ピッチ13 mm）の片側3列分の15本のみを加熱させる発熱断面分布を設定した。ボイド率の計測は、極細金属管（外径0.41 mm、内径0.22 mm）をワイヤ電極と見立てて WMS の原理を適用した。また、この金属管内部にレイリー散乱式光ファイバを挿入して流体温度を2.6 mm間隔で計測した。なお、流動条件は、入口温度70 ºC、入口流速0.2 m/sとした。有効発熱部内に500 mm間隔で設置したセンサの流体温度分布をカラーマップで図1に示す。均一な温度場を不均一に加熱することで結果的に生じる、非加熱領域と加熱領域で二分されたバンドル内の不均一な温度分布を本センサにより連続かつ高空間分解能で計測できた。また、A-A’断面において局所ボイド率と比較した結果を図2に示す。加熱領域で生じる気泡流場の局所ボイド率をWMSにより流体温度と同時に捉えることで、沸騰流動場の流体温度・局所ボイド率を同時に定量化できた。

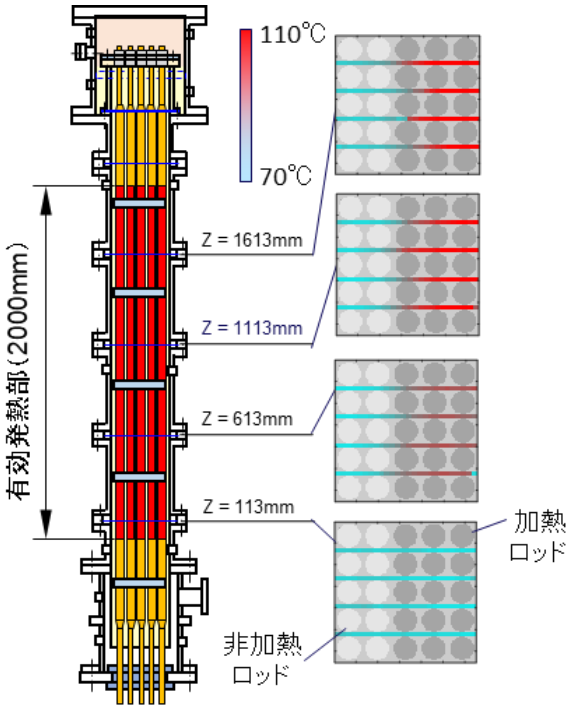


図1　断面方向と軸方向の流体温度計測結果

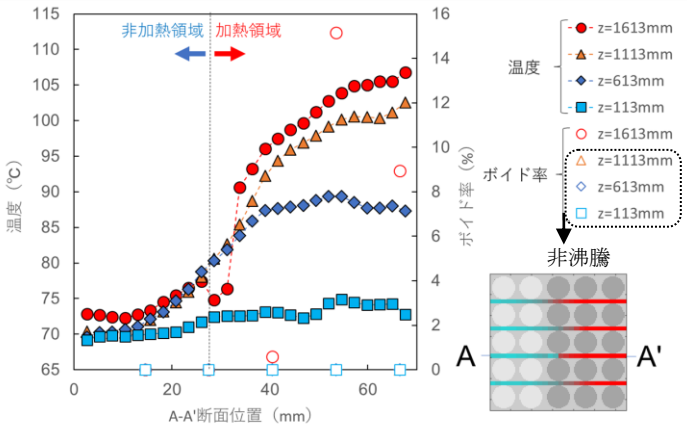


図2　流体温度断面分布と局所ボイド率の比較

3. 結言　流体温度・局所ボイド率の同時計測センサを開発した。加熱・非加熱領域に応じて急峻な温度勾配が形成される様子を詳細に定量化でき、同時に局所ボイド率分布を計測できたことから、バンドル内の沸騰二相流動場に本センサが適用できることを示した。

*Hiroki Takiguchi[1], Masahiro Furuya[1] and Takahiro Arai[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

燃料露出過程の炉内流動評価
(16) 大気圧から 7MPa までの低流量条件における発熱管群体系のボイド率相関式

Thermal-hydraulics in reactor core under rod bundle uncovery conditions

(16) Void fraction correlation in heated rod bundle at low flow rate for wide pressure range from 0.1 to 7 MPa

*新井 崇洋[1]，古谷 正裕[1]，滝口 広樹[1]，西 義久[1]，白川 健悦[1]

[1]電力中央研究所

大気圧から BWR 定格運転圧力までの幅広い圧力範囲に対して低流速域での 5×5 バンドル内沸騰二相流のボイド率分布をサブチャンネルボイドセンサによって取得し、既存ボイド率相関式の適用性を評価した。

キーワード：沸騰二相流，5×5 発熱バンドル，ボイド率，サブチャンネルボイドセンサ

1. 緒言　事故時に原子炉水位が低下する場合、燃料の冷却特性は二相水位よって定まることを見出した。二相水位の予測にはボイド率分布を把握することが重要である。本報では、沸騰水型軽水炉(BWR)の事故時の低流量を想定し、大気圧から定格運転圧力までの幅広い圧力範囲を対象に、著者らが開発したサブチャンネルボイドセンサ(SCVS)を用いて 5×5 バンドル内沸騰二相流のボイド率分布の計測値と既存のボイド率相関式の予測値と対比して考察した結果を報告する。

2. 実験及びボイド率相関式　有効発熱長が約 3.7 m の 5×5 発熱バンドル（燃料棒径 10 mm、燃料棒ギャップ 3 mm）に SCVS[1]を高さ方向に 8 箇所配置し、圧力 4 水準(大気圧から 7 MPa)、入口流速 3 水準、熱出力 5 水準(実機崩壊熱相当、径方向・軸方向ともに一様発熱分布)に対するボイド率分布を取得した。TRACE 及び TRAC-BF1, RELAP5 にも実装されているバンドル体系のボイド率相関式のうち Bestion 式[2]及び EPRI 式[3]を選定して対比した。

3. 結果及び考察　全見かけ流速と気相平均流速に対して実験結果を整理した結果、両者に良い相関が得られた。Fig.1 にボイド率をクオリティに対して示す。3MPa 以上の高圧に対しては比較的良い一致を示した。一方、大気圧では特にボイド率が 60%を下回る領域はボイド率を過大評価する傾向がある。大気圧での SCVS 計測結果から、クオリティの増大とともに急激にボイド率が増大し、複数ロッドに亘る大気泡が周期的に形成され、流出する特有な流動様相が観測された。今後はこの流動様式の変動を考慮してボイド率予測式を改良する予定である。

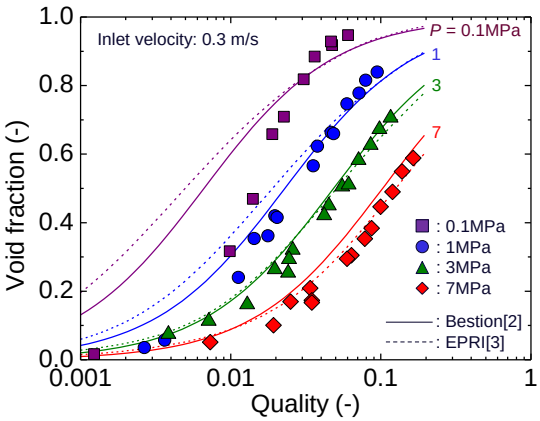


Fig.1 Comparison of experimental data with void fraction correlations

4. 結論　BWR 事故時を想定した流動条件に対するバンドル内ボイド率の実験値と相関式予測値を比較した。3MPa 以上の高圧条件に対しては良い一致を示す一方、大気圧では予測誤差が大きいことから、低圧に特有な流動様相を考慮した改良が必要であることが示唆された。

謝辞　本研究は平成 28 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（燃料露出過程における熱流動現象の解析手法の高度化）の一部として行ったものである。

参考文献

[1] Arai, T. et al., 2016, Proc. of ATH'16, pp. 193–200.
[2] Bestion, D., 1985, European 2 Phase Flow Group Meeting.
[3] Chexal, B., Lellouche, G., 1986, Electric Power Research Institute. EPRI-NP-3989-SR.

*Takahiro Arai[1], Masahiro Furuya[1], Hiroki Takiguchi[1], Yoshihisa Nishi[1], Kenetsu Shirakawa[1]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

Thu. Sep 6, 2018 4:55 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:55 AM - 9:30 AM UTC | Room I B33 -B Building

[2I18-23] Thermal Hydraulics for Accident

Chair:Akifumi Yamaji(Waseda Univ.)

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

[2I18] Experimental Study on Spray Cooling Effect for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(2) Measurement of Spray Distribution in Four Rod Bundles Simulating SFP

*Yoshitaka Mizutani[1], Tomomi Kawano[1], Shota Okui[1], Tatsuya Sasakawa[1], Masao Owaki[1], Yuichiro Kubo[1] (1. Nuclear Fuel Industries)

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

[2I19] Experimental Study on Spray Cooling Effect for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(3) Single Bundle Spray Heat Transfer Test

*tatsuya sasakawa[1], Tomomi Kawano[1], Shota Okui[1], Yoshitaka Mizutani[1], Masao Owaki[1], Yuichiro Kubo[1] (1. NFI)

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

[2I20] The CIGMA facility experiment on containment vessel outer surface cooling

Effect of boundary heat transfer

*Yasuteru Sibamoto[1], Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], Taisuke Yonomoto[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2I21] Simulation of steam explosions at the bottom of shallow water pool

*Kiyofumi Moriyama[1], Masahiro Furuya[2] (1. MasakiTech, 2. CRIEPI)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2I22] Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

(4) Visualization of Unsteady Liquid Jet Shape by 3D-LIF method

*Fumihito Kimura[1], Hiroyuki Yoshida[2], Shimpei Saito[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1. Tsukuba University, 2. Japan Atomic Energy Agency)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2I23] Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

(5) Effects of Contact Angle and Spatial Resolution on Detail Analysis

*Hiroyuki Yoshida[1], Fumihito Kimura[2], Takayuki Suzuki[1], Akiko Kaneko[2], Yutaka Abe[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. University of Tsukuba)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

使用済燃料プールの事故時スプレイ冷却模擬試験
（2）SFP を模擬した集合体 4 体体系におけるスプレイ落水量計測

Experimental Study on Spray Cooling Effect for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(2) Measurement of Spray Distribution in Four Rod Bundles Simulating SFP

*水谷 義隆[1]，河野 智美[1]，奥井 翔大[1]，笹川 達也[1]，大脇 理夫[1]，久保 雄一郎[1]
[1]原子燃料工業（株）

事故時の使用済燃料プール(SFP)におけるスプレイ落水量挙動を確認するため，集合体 4 体体系を対象としたスプレイ流量分配試験を実施し，気体吹上げによるスプレイ落水量の減少傾向を確認した。

キーワード：使用済燃料プール，事故時，気液対向流，CCFL

1. 緒言

既報において，SFP スプレイ冷却試験の全体計画について報告した[1]。本発表では計画の一部である非加熱定常状態を対象としたスプレイ流量分配試験の結果について報告する。

2. 試験体系

短尺 7×7 集合体部 4 体を対象とし，上部よりスプレイを噴霧，各集合体下部より空気もしくは蒸気を流入させた気液対向流において，各集合体へのスプレイ落水量を計測した（図 1）。スプレイ流量は 0.5～7.4m^3/h，気体流量は蒸気 23.5～282kg/h(120℃)，空気 29.1～388kg/h(42℃)とした。

3. 試験結果

本試験においては，隣接する集合体の気体吹上げがスプレイ落水量に及ぼす影響は見られなかった。このため，集合体個別の無次元気相体積流束 J_G^* および無次元液相体積流束 J_L^* により，計測結果を整理した（図 2）。本試験では，Wallis の式[2]における m=1， C=1.0 から実機燃料集合体形状における CCFL[3]に相当する m=1, C=1.45 の間でスプレイ落水量減少および CCFL 発生が確認された。

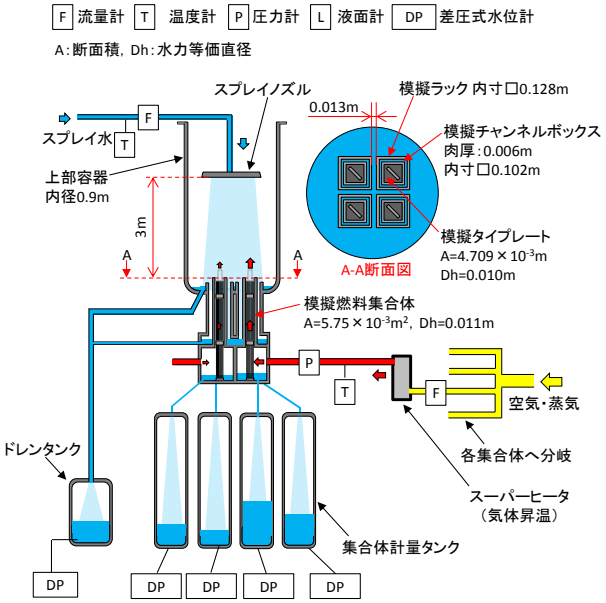


図 1　試験装置概略図

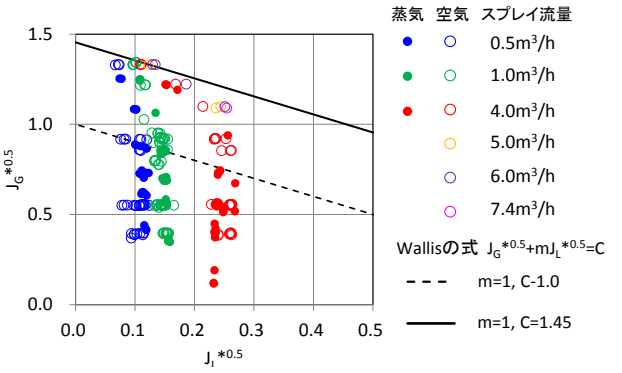


図 2　試験結果

4. まとめ

集合体 4 体体系を対象としたスプレイ噴霧試験を実施し，気体吹上げによるスプレイ落水量の減少傾向を確認した。本報告は，原子力規制庁「原子力施設等防災対策等委託費（使用済み燃料貯蔵プール冷却試験）事業」にて得られた成果である。

参考文献 [1] 水谷他，日本原子力学会「2017 年秋の大会」，1B08 [2] G. B. Wallis, “One-Dimensional Two- Phase Flow”(1969)
[3] M. NAITOU et al., Journal of Nuclear Science and Technology, vol. 15, p. 806-815(1978)

*Yoshitaka Mizutani[1], Tomomi Kawano[1], Shota Okui[1], Tatsuya Sasakawa[1], Masao Owaki[1] and Yuichiro Kubo[1]
[1]Nuclear Fuel Industries, Ltd.

使用済燃料プールの事故時スプレイ冷却模擬試験
（3）単バンドルスプレイ熱伝達試験

Experimental Study on Spray Cooling Effect for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(3) Single Bundle Spray Heat Transfer Test

*笹川 達也[1]、河野 智美[1]、奥井 翔大[1]、水谷 義隆[1]、大脇 理夫[1]、久保 雄一郎[1]
[1]原子燃料工業（株）

使用済燃料プールにおける事故時のスプレイによるプール内使用済燃料の冷却特性について、試験データを取得する。本報告では、単バンドルスプレイ熱伝達試験の試験データ及びその分析結果を報告する。

キーワード：使用済燃料プール、事故時、熱伝達係数、クエンチフロント進展

1. 緒言

既報で全体計画を示した SFP スプレイ冷却試験[1]について、単バンドルスプレイ熱伝達試験の代表的な試験結果並びに熱伝達係数及びクエンチフロント進展速度の分析結果を報告する。

2. 単バンドルスプレイ熱伝達試験

2-1. 試験データ

単バンドル熱伝達試験の試験部は、模擬ラック及びチャンネルボックスを有する実長 7×7 縮小格子模擬 BWR 燃料集合体で構成される。一連の試験では、所定の条件にてヒートアップを開始した後、目標温度に到達した時点でスプレイを投入し、全ヒータロッドの温度が十分に低下した時点で終了した。試験中には、スプレイ液滴特性、ボイド率分布、ヒータ表面温度等を計測し、集合体出力、初期プール水位、スプレイ流量等を含む 12 のパラメータについて、その影響を確認した。平成 28 年度には初期水位を有する状態で高出力条件における試験データを取得したのに対し、平成 29 年度には実機 SFP 相当の低出力条件に加えて、空気冷却時の試験データを取得した。代表的な試験条件における空気冷却時のヒータ表面温度の時間変化を図 1 に示す。

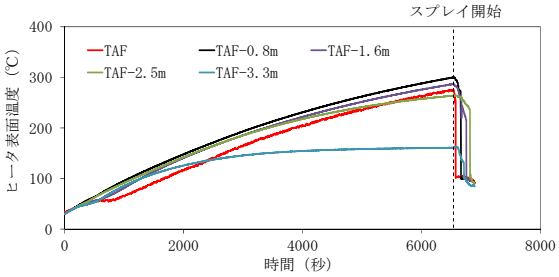


図 1　ヒータ表面温度の時間変化
（出力 2.9kW、スプレイ量 0.2m³/h）

2-2. 分析結果

単バンドル熱伝達試験で得られたヒータ表面温度データを用いて、熱伝達係数を評価した。熱伝達係数は、ヒータ発熱量からヒータ温度上昇に消費された熱量を減じて、壁面過熱度で除算することで算出した。評価の結果、熱伝達係数は冠水／露出に応じて大きく変化するが、スプレイ開始後はクエンチが生じるまで顕著な変化を示さないことが確認された。高出力条件においては、スプレイ開始前の熱伝達係数がプール水位、出力等に依存して変化する傾向が確認され、蒸気流量への依存性を示唆している。水位減少量から推定した蒸気流量に基づき Dittus-Boelter 式を用いて熱伝達係数を計算した結果、本試験の評価結果をやや下回る傾向が確認された。

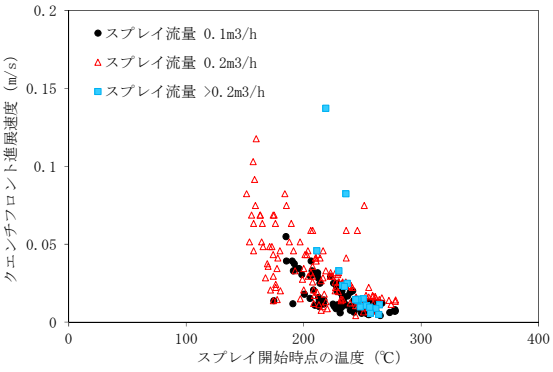


図 2　クエンチフロント進展速度

また、単バンドル熱伝達試験で得られたヒータ表面温度データを用いて、クエンチフロント進展速度を評価した。クエンチフロント進展速度は、同一ロッドの異なる軸方向位置に設置した熱電対の測定結果を用いて、各々のクエンチ時間と熱電対間の距離から算出した。評価結果を図 2 に示すが、クエンチフロント進展速度はスプレイ開始時点の温度、スプレイ流量の影響を受けて変化する傾向が確認された。

本報告は、原子力規制庁の「原子力施設等防災対策等委託費（使用済み燃料貯蔵プール冷却試験）事業」にて得られた成果である。

参考文献 [1] 水谷，河野，奥井，笹川，大脇，久保，日本原子力学会 2017 年秋の大会，1B08，2016

*Tatsuya Sasakawa[1]、 Tomomi Kawano[1]、 Shota Okui[1]、 Yoshitaka Mizutani[1]、 Masao Owaki[1] and Yuichiro Kubo[1]
[1]Nuclear Fuel Industries、 Ltd.

格納容器外面冷却に関する CIGMA 実験～境界熱伝達の影響～

The CIGMA facility experiment on containment vessel outer surface cooling ~Effect of boundary heat transfer~

*柴本泰照[1]，石垣将宏[1]，安部諭[1]，与能本泰介[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力機構ではシビアアクシデント時の格納容器内熱水力挙動の把握を目的として，大型格納容器実験装置 CIGMA を用いた実験を行っている。本発表では，格納容器外面冷却時における容器内の熱水力挙動について，容器壁境界の熱伝達係数及び伝熱面積をパラメータとして変更した実験結果について報告する。

キーワード：格納容器，過温破損，水素移行，ROSA-SA, CIGMA

1. 緒言　格納容器内の容器壁面及び構造物壁面上での蒸気凝縮挙動は，水素を含む気体の温度及び濃度の空間分布や減圧挙動に強く影響を与えることから，格納容器健全性に関連する重要な現象と認識されている。これまでに様々な実験的及び解析的な取り組みがなされており，近年では CFD 技術を用いた詳細解析手法が提案されている[1]。JAEA の ROSA-SA プロジェクトでは，従来不足している高温領域や広範囲における高空間分解能データの取得を目的として大型格納容器実験装置（CIGMA）を用いた実験を行い，詳細解析手法の開発を行っている[2]。本発表では，格納容器の外面冷却実験において，境界熱伝達が内部の自然循環及び減圧挙動に及ぼす影響について報告する。

2. CIGMA 実験　CIGMA 試験部は直径 2.5m・高さ 11m の円筒形圧力容器で，容器内部の気体温度，濃度，流速分布を計測できる。本実験では，容器内部を蒸気・空気・ヘリウムの混合ガスで約 450kPa に加圧し，その後に容器頂部外側に室温の冷却水により容器を壁越しに冷却減圧した。このとき CC-PL-12 では容器頂部約 0.5m を滞留水で冠水させ，CC-PL-24 では容器上部約 2m の区間を流下液膜で冷却した。

3. 主な実験結果と考察　外部熱伝達条件によって容器内部自然循環に違いが生じ，それに伴って減圧率も大きく異なる結果となった。図 1 に，容器垂直方向のヘリウムの濃度分布を表す。いずれも容器の上部に高濃度のヘリウム成層が形成され，凝縮の進展と共にヘリウム濃度が一旦は増加するものの，最終的には容器全体の混合により成層は解消され均質となる。CC-PL-12（左図）では，ヘリウム成層が急峻な濃度境界面を保ったまま長時間維持されるのに対し，CC-PL-24 では成層界面が明瞭ではなく乱れており，容器上部において大きな攪拌が示唆される。図 1 には高さ方向の冷却領域も示した。CC-PL-24 の方が冷却面積は広範囲で，内外壁面温度差から見積もられる除熱熱流束も大きい。このような高い熱伝達により，上部の除熱領域付近でより大きな自然対流が形成されたと考えられる。これらの対流の様子は温度分布データや，現在進行中である CFD 解析からも観察された。今後，様々な条件でのデータベースを構築し，現象の理解を深めるとともに解析手法の高度化を図る予定である。

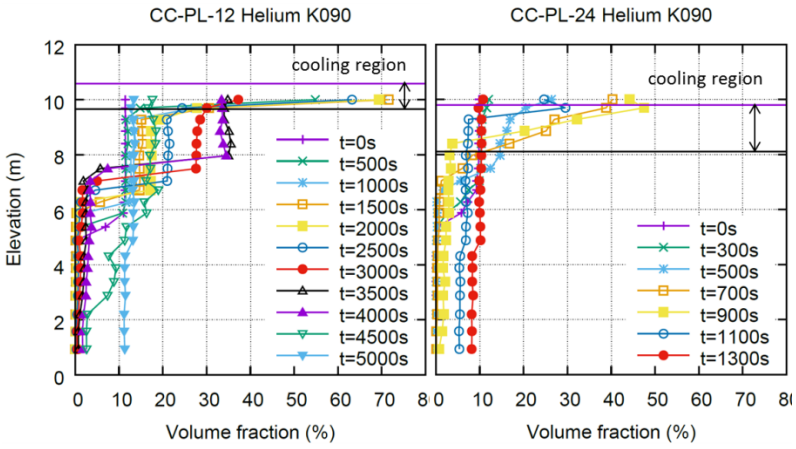


図1 容器内垂直方向気体密度分布

参考文献. [1] Dehbi, A. et al., Nucl. Eng. Des., 258, 199-210, (2013). [2] Ishigaki, M., et al., NTHAS-10, N10P1153, (2016).

本研究は，原子力規制委員会より受託した「原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業」の一部として実施した。

* Yasuteru Sibamoto[1], Masahiro Ishigaki[1], Satoshi Abe[1], and Taisuke Yonomoto[1].　[1] Japan Atomic Energy Agency.

浅い水プール底における蒸気爆発のシミュレーション

Simulation of steam explosions at the bottom of shallow water pool

*森山 清史[1], 古谷 正裕[2]

[1]マサキテック, [2]電力中央研究所

浅い水プール底で広がる融体層による蒸気爆発実験(スウェーデン KTH の PULiMS)について JASMINE コードを用いてシミュレーションを行った. プールの形状に関する感度解析の結果, 水の一次元的運動を仮定した運動エネルギー放出評価法の有効性は, プールのアスペクト比に強く依存することが示された.

キーワード: 重大事故, 蒸気爆発, 浅い水プール, 撃力, 運動エネルギー, エネルギー変換率

1. 緒言

軽水炉の過酷事故時に炉外で発生する蒸気爆発は, 溶融炉心が深いサブクール水プールに落下する場合に大規模になる懸念があり, 従来より研究の対象とされてきた. 最近の Kudinov ら[1]の実験では浅い水プールの底に溶融物が広がる過程で高い確率で蒸気爆発が発生し, 比較的大きな機械的エネルギー変換率が報告されている. 本研究では浅い水プール底の蒸気爆発を対象に, 蒸気爆発解析コード JASMINE[2]を用いたシミュレーションにより機械的エネルギーを検討した.

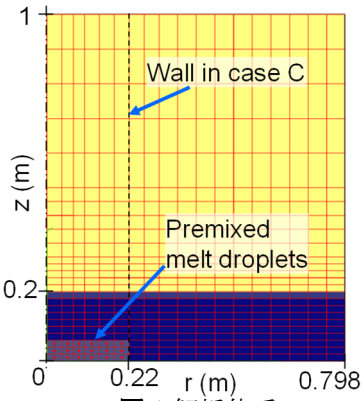


図 1 解析体系

2. 解析条件及び結果

解析対象に Kudinov ら[1]の PULiMS 実験で最大のエネルギー変換率(0.65-3.3%)を示した E6 を選定した. **図 1** は解析体系, **表 1** は解析条件及び主な結果である. ケース A は実験体系を模擬した水深 0.2m の条件で, 粗混合量を投下溶融物量(18.8 kg)の 20%, 液滴直径 8 mm, 粗混合領域(r < 0.22 m, z < 0.06 m)のボイド率を 0.1 とし, 蒸気爆発モデルのパラメータは推奨値[2]を使用した. B, C では水深を 0.4m に上げ, C ではさらにプール内に壁を設置して横幅を狭めることによりアスペクト比を変えた.

表 1 解析条件および主な結果

Case	Hp(m)	Rp(m)	Im(kNs)	Ek(kJ)	Mwc(kg)	Eki(kJ)	Eki/Ek	η(%)
A	0.2	0.798	3.06	38.1	29.4	159	4.2	0.36
B	0.4	0.798	4.48	45.7	59.2	169	3.7	0.42
C	0.4	0.22	1.85	21.2	59.2	28.8	1.4	0.20

(Hp:水深 Rp:プール半径 Ek:運動エネルギ Im:底面の撃力 Mwc:粗混合領域上の水量 Eki=Im^2/(2Mwc) η=Ek/Qth:エネルギ変換率 Qth:投下された溶融物 18.8kgのエンタルピ)

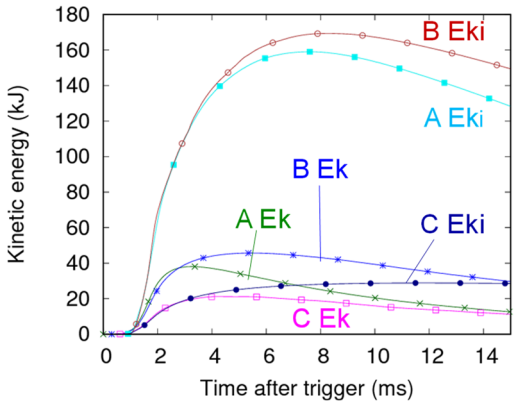


図 2 計算による機械的エネルギ(Ek)と撃力からの評価値(Eki)の比較

3. 解析結果

ケース A では底の撃力が実験(3.05 kNs)とほぼ一致し, 水塊の運動エネルギーEk=38.1 kJ, エネルギー変換率 0.36%である. 水塊の 1 次元的な運動を仮定して撃力から評価した運動エネルギー[1]: Eki = Im^2 /(2 Mwc)は A, B では実際の運動エネルギーの 4 倍程度大きな値(Kudinov ら[1]と一致)となり, プールのアスペクト比が大きい C で比較的実際の運動エネルギーと近い値(約 40%過大)となった. **図 2** に Ek 及び Eki の時間変化を 3 つのケースについて示す. 水深が浅い場合は水塊の加速方向が放射状となり, 一次元運動の仮定が不適切になると考えられる.

参考文献

[1] Kudinov, P. et al., Nuclear Engineering and Design 314, 182, 2017. [2] Moriyama, K. et al., JAEA-Data/Code 2008-014, 2008.

*Kiyofumi Moriyama[1] and Masahiro Furuya[2]

[1]Masaki Tech LLC., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動
(4) 3D-LIF 法による液体ジェットの３次元流動再構成

Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

(4) Three-dimensional Flow Reconstruction of Liquid Jet by 3D-LIF Method

*木村 郁仁[1]，吉田 啓之[2]，齋藤慎平[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]

[1]筑波大学，[2]原子力機構

原子力発電所の過酷事故においては，冷却プールが浅水化した際の溶融ジェットの挙動把握が重要となる．本研究では，浅水プール中に落下する液体ジェットの可視化観測を行っている．本報では，浅水中の落下するジェット挙動について，3D-LIF 手法を用いて 3 次元形状再構成を行った結果について報告する．

キーワード：シビアアクシデント，浅水プール，ジェット挙動，3D-LIF 法，3 次元形状再構成

1. 緒言

原子力発電所の過酷事故において燃料が溶融した際，ジェット状に落下する溶融燃料のブレイクアップ挙動の理解が求められている．本研究では，冷却プールが漏洩などにより水深が浅くなった浅水プールを対象とし，溶融ジェットの流体力学的相互作用の理解を目的に，液体ジェットを用いた実験及び数値解析[1]を実施している．本報では，浅水中に落下し着底した後のジェット挙動について，3D-LIF 手法によって複数断面を瞬時に取得し，3 次元形状に再構成を行った結果を報告する．

2. 実験手法および 3 次元再構成手法

図 1 に 3D-LIF 手法を示す．3D-LIF 法は，LIF 法で取得した複数の断面を再構成することで 3D 形状を求める手法である．ガルバノスキャナーを用いてシートレーザーを高さ方向に高速に走査するのと同時に，高速度撮影を行う．再構成は MATLAB を用いて，輝度の閾値からジェット界面を繋ぐ処理により 3 次元形状を求めた．

3. 結果・考察

3D-LIF 法により取得した瞬時の複数断面を図 2 に示す．流入速度u_y = 2.0 m/s を対象に MATLAB を用いて再構成処理を行った結果，図 3 のような 3 次元形状の取得に成功した．3 次元形状の断面は，過去に報告している 2 次元計測の断面形状と定性的な一致が見られた．しかし，2 次元計測では観測されていた着底後の薄膜状流れは，3 次元形状再構成では観測できなかった．

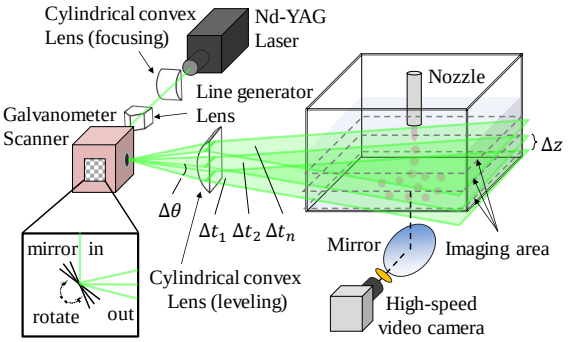


Fig. 1 Schematic diagram of 3D-LIF experiment setup

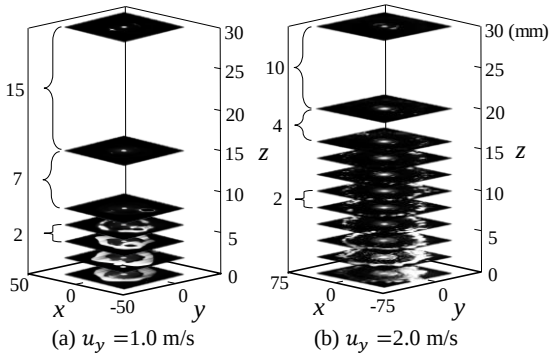


Fig. 2 Horizontal cross-section for each height with 3D-LIF method

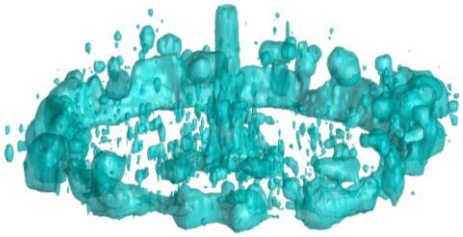


Fig. 3 3D-shape reconstructed dispersed phase: u_y = 2.0 m/s

参考文献

[1] 吉田ら，日本原子力学会和文論文誌, 3.3.233 (2004)

*Fumihito Kimura[1], Hiroyuki Yosida[2], Shimpei Saito[1], Akiko Kaneko[1] and Yutaka Abe[1]

[1]University of Tsukuba, [2]JAEA

浅水プール中に落下する液体ジェットの侵入挙動
（5）詳細解析における接触角及び空間解像度の影響

Penetration Behavior of Liquid Jet Falling into a Shallow Pool

(5) Effects of Contact Angle and Spatial Resolution on Detail Analysis

*吉田　啓之[1]，木村　郁仁[2]，鈴木　貴行[1]，金子　暁子[2]，阿部　豊[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]筑波大学

本研究では浅水プールに液体ジェットが落下し着底する挙動の把握を目的として、実験および数値解析を実施している。本報では接触角及び空間解像度が解析結果に与える影響について検討した結果を報告する。

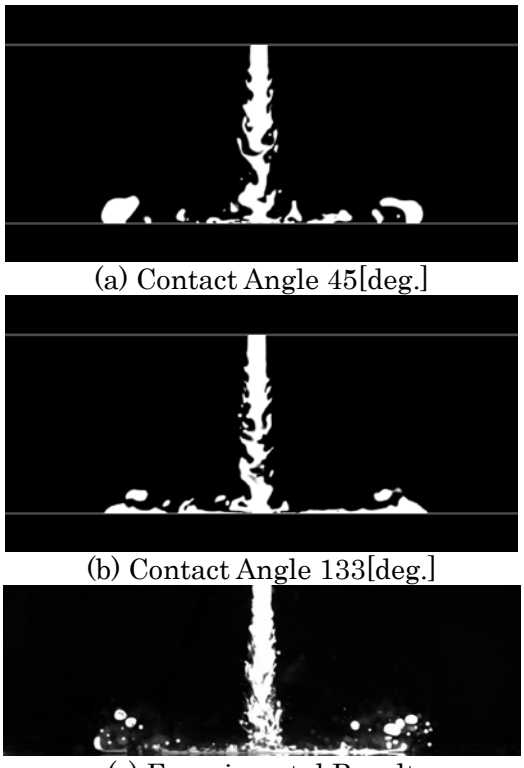
キーワード：シビアアクシデント，浅水プール，ジェット挙動，TPFIT，数値解析

1. 緒言

原子力発電所過酷事故時に溶融した燃料等は、下部の冷却材プールへの落下が想定される。これまでに水深が十分なプールに対しての研究はあるが、浅水状態に対する知見は不足している。本研究では、浅水プールにおける溶融ジェットの侵入、着底、拡がり、堆積という一連の過程に対する流体力学的作用の把握を目的として、数値解析手法の開発を行っている。本報では、前報で確認した底面の接触角及び空間解像度の影響を評価するため、詳細二相流解析コード TPFIT[1]を用いて解析した結果を報告する。

2. 解析条件

解析体系は前報と同様に、浅水プール内液体ジェット侵入実験[2]を模擬し、幅、奥行き高さが 200、200、50 mm の計算領域内をシリコンオイルで満たし、体系上部中央のノズル(内径 5 ㎜)から、グリセリン水溶液 34wt%が 2.0 m/s で流入する。空間解像度は各方向とも前報[3]の 2 倍([*x*,*y*,*z*]＝[800,800,200]＝12,800 万格子)とし、接触角 45 および 133° として解析した。



(a) Contact Angle 45[deg.]

(b) Contact Angle 133[deg.]

(c) Experimental Result

Fig.1 Comparison of Calculation Results and Experimental Result (Time=250ms)

3. 解析結果

解析結果の一例として、時刻 250ms 経過時の液体ジェットの界面形状の可視化結果を実験結果と比較して図 1 に示す。着底したジェットは底面衝突後液膜状になるが、(b)では、実験と同様に千切れることなく連続性が保たれている。また、液膜先端部の巻き上げによる微粒化も(b)では確認され、接触角の変更により実験と定性的に一致する結果が得られた。

謝辞　本研究は、日本原子力研究開発機構の大規模並列計算機 SGI ICE-X を用いた成果です。

参考文献

[1] 吉田ら、日本原子力学会和文論文誌, 3.3.233(2004)

[2] 木村ら、日本原子力学会 2017 秋の大会 2E09(2017)

[3] 吉田ら、日本原子力学会 2018 春の年会 3J03(2018)

*Hiroyuki Yoshida[1], Fumihito Kimura[2], Takayuki Suzuki[1], Akiko Kaneko[2] and Yutaka Abe[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]University of Tsukuba

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

Thu. Sep 6, 2018 9:45 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 12:45 AM - 1:50 AM UTC | Room J A41 - A Building

[2J01-04] Radiation Medicine and Biological Influence 1

Chair:Yoshinobu Izumi(Univ. of Fukui)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2J01] Effect of Blood Flow for Combination of Hyperthermia with Radiation Therapy for Treatment in Breast Tumors

*Alexa Barrios[1], Oiendrila B. Debnath[1], Koichi Ito[2], Kazuyuki Saito[2], Natsuko Chiba[3], Mitsuru Uesaka[1] (1. University of Tokyo, 2. Chiba University, 3. Tohoku University)

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

[2J02] 3D image reconstruction for real-time monitoring and tumor tracking in radiotherapy through optical flow and principal components analysis

*Michel Pohl[1], Mitsuru Uesaka[1,2], Kazuyuki Demachi[2], Ritu Bhusal Chhatkuli[3], Akihiro Haga[4] (1. The University of Tokyo, Department of Bioengineering, 2. The University of Tokyo, Department of Nuclear Engineering and Management, 3. National Institute of Radiological Sciences, 4. Toshima University, Graduate School of Biomedical Sciences)

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

[2J03] Mathematical analysis of life shortening caused by radiation in female mice

*Tetsuhiro Kinugawa[1], Yuichiro Manabe[1], Takahiro Wada[2], Masako Bando[3] (1. Osaka University, 2. Kansai University, 3. RCNP Osaka University)

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

[2J04] Study on Change Characteristics of Oxidative Stress State in Mice Brain by X-irradiation

*Yuto Yunoki[1], Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[1,2], Yusuke Kobashi[1], Tsuyosi Isida[1], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. JAEA, Nigyo-Toge)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

Effect of Blood Flow for Combination of Hyperthermia with Radiation Therapy for Treatment in Breast Tumors

*Alexa Barrios [1], Oiendrila B. Debnath[1], Koichi Ito[2], Kazuyuki Saito[2], Natsuko Chiba[3], Mitsuru Uesaka[1]
[1]Univ. of Tokyo, [2]Chiba Univ., [3]Tohoku Univ.

Abstract

Hyperthermia[1] combined with radiation therapy[2] has proven to be effective for tumor treatment. By increasing the temperature, tumors become radiosensitive, allowing for reduction in radiation dose. Blood being a temperature regulator makes it difficult to increase the temperature by an external means. Therefore, we plan to observe the blood flow[3] effect via mathematical calculations, computer simulation, and dynamic phantom[4].

Keywords: hyperthermia[1], radiation therapy[2], blood flow[3], dynamic phantom[4]

1. Introduction

Combination of hyperthermia and radiation therapy for treatment of tumors has been investigated by many researchers. Blood makes it difficult to maintain higher temperatures for a long period of time due to tumor's inability to maintain the temperature due to blood flow. The purpose of this research is to investigate the blood flow effect by means of microbiological investigations, as well as technical experiments and simulations.

2. Methods

2-1. Mathematical Calculations

Studies show that tumor vasculature has high vascular density, so the blood flow in the tumor is random and not uniform as compared to normal tissue. By referring to Poiseuille's law equation for blood flow, we are able to calculate theoretical values for capillaries inside of a breast and tumor. For example, in breast tissue, capillary blood flow can be approximately 2.06×10^{-7} mL/min, whereas in a tumor it can reach as high as 2.14×10^{-5} mL/min.

2-2. Computer Simulation

By utilizing CST software for simulation, we are able to visualize the loss of heat from blood flow.

2-3. Dynamic Phantom Experiment

The dynamic phantom is designed in such a way that will allow for the reproduction of blood flow within the breast. These results will allow for us to quantify the change in velocity, as well as the difference between the change within the breast and the change within the tumor.

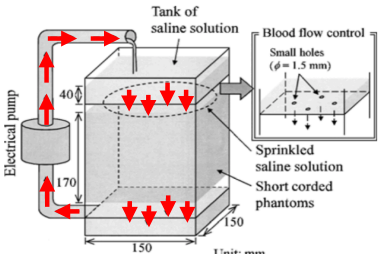


Fig. 1 Dynamic phantom

3. Summary

Blood flow differs between normal tissues and tumor tissue as per calculations above. Due to this difference, is a discrepancy in temperature when heat is applied to a breast tumor. Therefore, these reactions and effects are to be investigated for the purpose of finding the optimal combination treatment method for breast cancer tumors.

References

[1] Debnath, Oiendrila B, et al. "Interstitial Hyperthermia in Combination with Radiation Brachytherapy for Treatment of Breast Tumor." *Thermal Medicine*, vol. 33, no. 2, 2017, pp. 53–62., doi:10.3191/thermalmed.33.53.

[2] Mankoff, D A, et al. "Blood Flow and Metabolism in Locally Advanced Breast Cancer: Relationship to Response to Therapy." *Advances in Pediatrics.*, U.S. National Library of Medicine, Apr. 2002, www.ncbi.nlm.nih.gov/pubmed/11937594.

3D image reconstruction for real-time monitoring and tumor tracking in radiothrapy through optical flow and principal components analysis

*Pohl Michel[1], Uesaka Mitsuru[1, 2], Demachi Kazuyuki[2], Chhatkuli Ritu Bhusal[3] and Haga Akihiro[4]
[1] The University of Tokyo, Department of Bioengineering
[2] The University of Tokyo, Department of Nuclear Engineering and Management
[3] National Institute of Radiological Sciences
[4] Tokushima University, Graduate School of Biomedical Sciences

During lung cancer treatment with radiotherapy, only 2D chest images can be provided in real time using conventional techniques. Using optical flow and principal components analysis, 3D chest images can be reconstructed fast and accurately from limited information, which is a step forward in monitoring and automatic tumor tracking.

Keywords : Lung cancer, Optical flow, Principal Components Analysis, Radiotherapy

1. Introduction

During the treatment of lung cancer with radiotherapy, positioning the X-ray beam correctly to minimize damage to healthy tissues is difficult because of the tumor motion due to breathing. The Elekta Synergy therapy machine in the University of Tokyo Hospital can only provide kV images from the diagnostic beam and MV images from the treatment beam (Fig. 1). However, these images do not have high quality and the MV image is small due to the obstruction of the ray by the multileaf-collimetor. Moreover, they are obtained by « projection », that is to say, the beam crosses human tissue in only one direction, which makes anatomic structures depth estimation difficult. Last but not least, the arms of the machine are rotating around the body during the treatment, in other words, the camera angle is constantly moving. However, monitoring the beam delivery during the treatment is necessary to ensure that the tumor is correctly targeted. Indeed, the X-ray beam delivery should be stopped if the breathing becomes suddenly irregular, for instance in the case of coughing. In this work, we present a method to provide 3D images from limited information, that is to say, an initial 3D image and the trajectory of a few points (which can be obtained using markers or computationally by optical flow).

2. Materials and Method

$$\vec{T}(\vec{x}) = \sum_{i=1}^{m} a_i(\vec{x})\,\vec{T}_i \quad (1)$$

The algorithm described below is applied on the tumor region of $n = 10$ 4D-CBCT (cone beam computed tomography) images of a patient's moving chest with lung cancer, corresponding to different breathing phases, acquired by the Elekta Synergy therapy machine in The University of Tokyo Hospital. First, we calculate the optical flow between two successive images of the sequence, using the Lukas-Kanade technique [1]. Given a pixel $\vec{x}_0$ in the initial image, we can thus define the $3(n-1)$ dimensional vector $\vec{T}(\vec{x}_0)$, containing the 3D position of the points in the trajectory of constant intensity originating from $\vec{x}_0$. We then use PCA [2] to decompose the trajectory of each initial pixel of the first image into a weighted sum of a few principal trajectories, according to Eq. (1). PCA is performed twice, the first time for calculating the coefficients a_i from the trajectories of all the pixels, and the second time to compute the principal trajectories $\vec{T}_i$ only from $m = 3$ arbitrary initial pixels. Images are reconstructed using only the latter principal trajectories $\vec{T}_i$, the pixel weights a_i, and the first image of the sequence, by forward-warping the recovered optical flow.

3. Results and Discussion

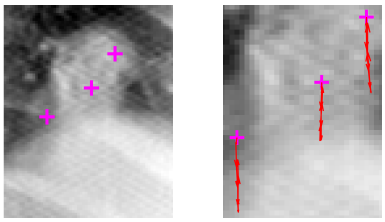
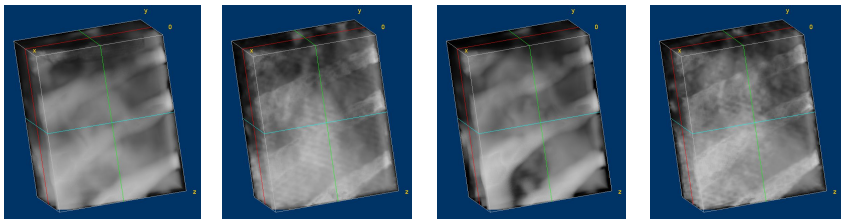


Fig. 1. Selection of three initial points around the tumor (left) and their trajectories $T(x_1)$, $T(x_2)$, $T(x_5)$



Reconsctructed t = 7 Original t = 7 Reconsctructed t = 10 Original t = 10

Fig. 2 Comparison between initial images and images reconstructed using the 3 trajectories in Fig. 1.

The position of the tumor is quite similar to its position in the original images, and the original images are less noisy but more blurred. The high cross-correlation between the initial and reconstructed images binarized by Otsu's method, equal to 0.877 ± 0.029 indicates also a good similarity between the two sets of images. The reconstruction time with Matlab takes 16.00s on a computer with Intel Core i3 3.7 GHz with 12 Gb RAM.

3. Summary

We presented an algorithm which enables to reconstruct 3D images of a lung tumor in a breathing sequence using only limited information, that is to say, the first image of the sequence, the trajectories of a few points, obtained through optical flow, and information about statistical dependencies between the motion of each point, obtained through PCA.

References

[1] Fleet, David, and Yair Weiss, Handbook of mathematical models in computer vision, Springer US, 2006

[2] Adachi Kohei, Matrix-based Introduction to Multivariate Data Analysis, Springer Singapore, 2016

メスマウスに対する放射線の寿命短縮の解析

Mathematical analysis of life shortening caused by radiation in female mice

*衣川　哲弘[1]，真鍋　勇一郎[1]，和田　隆宏[2]，坂東　昌子[3]

[1]阪大院工，[2]関大システム理工，[3]阪大 RCNP

環境科学技術研究所で行われたメスマウスに対する放射線の照射実験データをもとに、がん発生と、それによる死亡の関係を数理モデルの立場より解析した。

キーワード：放射線，生体影響

1. 緒言

我々はこれまで、環境科学技術研究所で実施された、マウスに対する低線量率ガンマ線の連続照射のがん発生率、および寿命に与える影響を調査した実験により得られたデータを説明する数理モデルを構築してきた。今回、我々はそのモデルを用いてメスマウスにおける寿命短縮を解析した。

2. 理論

時刻 t において、マウスにおけるがん平均個数を $f_c(t)$ すると、がんを持っていないマウスの割合 $F_{NC}(t)$ の時間変化は次のようになる。

$$\frac{dF_{NC}}{dt}(t) = -\frac{df_c}{dt}(t)F_{NC}(t) \qquad (1)$$

$f_c(t)$ の関数形を決定する際、以前は実験データを再現するよう決定した。これはマウスががんにより死亡し、実測されるがんの数が減る効果を考慮していない。これを考慮し $f_c(t)$ より計算される、生きたマウスのがん平均個数がデータを再現するよう $f_c(t)$ を決定した。

今、マウスの死因はがんのみと仮定する。すると $F_{NC}(t)$ は生存率 $F_S(t)$ と次のように関係づけられる。

$$F_S(t) = 1 - \int_0^t P_D(t,t')\left(-\frac{dF_{NC}}{dt}(t')\right)dt' \qquad (2)$$

$P_D(t, t')$ は時刻 t' にがんが出来たマウスが時刻 t までに死亡している確率である。

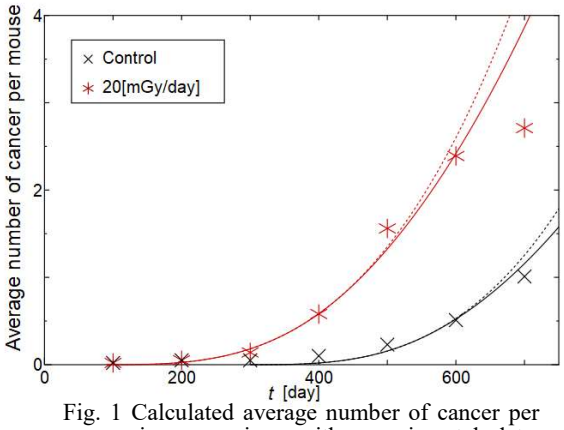


Fig. 1 Calculated average number of cancer per mouse in comparison with experimental data. Crosses represents the experimental data. The dotted lines correspond to $f_c(t)$. The solid lines are written by taking account of the deaths of the mice.

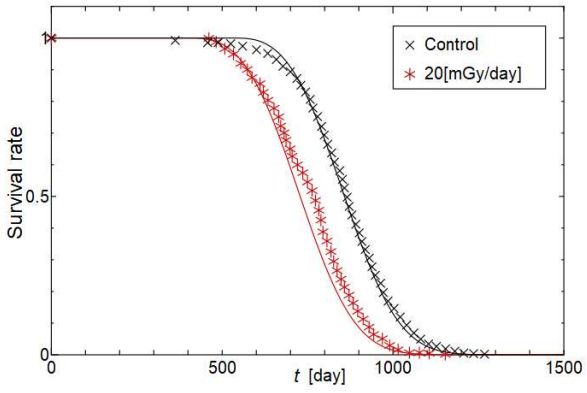


Fig. 2 $F_S(t)$ which was derived from out model. Crosses expresses the experimental data.

3. 結果および考察

実験データと、計算した $f_c(t)$ および死亡を考慮したがん平均数を Fig. 1 に示す。また、$f_c(t)$ をもとに $F_S(t)$ を計算したものを Fig. 2 に示す。モデルによる計算結果は実験データを定性的に再現している。今後、作成したモデルを用いてオスのデータの再解析を行い、オス、メス間の違いをパラメータとして表現することを試みたい。

参考文献

[1] Tanaka, S., *et al*. (2003) *Radiat. Res.* 160(3), 376-379.

[2] Tanaka III, I. B., *et. al.* (2017) *Radiat. Res.* 187(3), 346-360.

---

*Tetsuhiro Kinugawa[1], Yuichiro Manabe[1], Takahiro Wada[2] & Masako Bando[3]

[1]Osaka University, [2]Kansai University, [3]RCNP

X線照射によるマウス脳中の酸化ストレス状態の変化特性に関する検討

Study on Change Characteristics of Oxidative Stress State in Mice Brain by X-irradiation

*柚木 勇人[1]，片岡 隆浩[1]，神崎 訓枝[1,2]，小橋 佑介[1]，石田 毅[1]，山岡 聖典[1]
[1]岡山大学・院・保健，[2]原子力機構・人形峠

脳卒中などの疾患には環境酸化ストレスが関与しているとの報告がある。本研究では酸化ストレスとなるX線照射によるマウス脳中の過酸化脂質（LPO）量とMn-SOD活性の線量と経過時間の依存性に関して検討し，Mn-SOD活性の増加に伴いLPO量が減少するなどのメカニズムを改めて明らかにできた。

キーワード： X線照射，脳，酸化ストレス，抗酸化機能

1. 目的

疫学調査結果により原爆被災者には心疾患や脳卒中が増加していること，これらの疾患は環境酸化ストレスが関与していることの報告がある。このため，X線照射後のマウス脳中の酸化ストレス状態の変化特性を明らかにすることを目的に，酸化ストレスの指標であるLPOの量と代表的な抗酸化酵素であるMn-SODの活性に着目し，照射の線量と経過時間の依存性に関して検討した。

2. 方法

BALB/cマウス（8週齢，♂）の全身に0.1・0.5・1.0・2.0 GyのX線を各照射し，また対照としてsham（空照射）を施した。各照射の4時間・1日・2日・7日後にそれぞれ安楽死させ，マトリックス的にLPO量とMn-SOD活性などを定法に従い分析した。

3. 結果・考察

1) LPO量に関して，0.1 Gyでは照射1日後に有意に増加し，2日後に有意に減少した。0.5 Gyでは1日後に有意に増加し，2日後に減少し，7日後に増加の傾向がみられた。1.0 Gyでは1日後に有意に増加し，2日と7日後に減少傾向がみられた。2.0 Gyでは4時間後に有意に減少し，1日後に増加し，2日後に減少傾向がみられ，7日後に有意に減少した。

2) Mn-SOD活性に関しては有意な変化は見られなかったものの，概ねLPO量の変化に対し逆の相関性を示した。

以上の所見などから，X線照射により脳中のMn-SOD活性の増加に伴いLPO量が減少するなどのメカニズムが改めて明らかにできた。また，この現象は概ね照射の線量と経過時間に依存性して生じることもわかった。

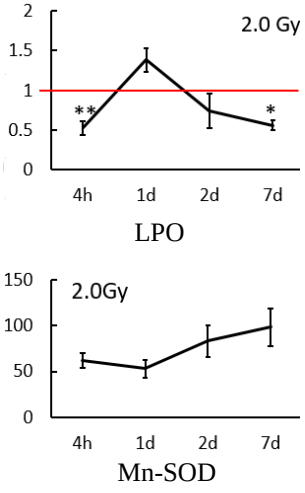


図 結果例: 2.0 GyX線照射による脳中 LPO 量と Mn-SOD 活性の経時変化

*Yuto Yunoki[1], Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[1,2], Yusuke Kobashi[1], Tsuyoshi Ishida[1], and Kiyonori Yamaoka[1]
[1]Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., [2]JAEA, Ningyo-Toge

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

Thu. Sep 6, 2018 10:50 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room J A41 - A Building

[2J05-08] Radiation Medicine and Biological Influence 2

Chair:Hiroko Yoshida(Tohoku Univ.)

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

[2J05] Comparative study on oxidative stress mitigation effect in mouse organs by inhalation of radon and thoron

*Yusuke Kobashi[1], Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[2], Akihiro Sakoda[2], Hiroshi Tanaka[2], Tsuyoshi Ishida[1], Yuto Yunoki[1], Yuu Ishimori[3], Humihiro Mitsunobu[4], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., 2. JAEA, Ningyo-Toge, 3. JAEA, Monju, 4. Grad. Sch. Med Dent Pharm Sci.,Okayama Univ.)

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

[2J06] Study on the suppression effect of mouse renal injury by the Radon inhalation

*Kaori Sasaoka[1,4], Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[1,2], Yusuke Kobashi[1], Akihiro Sakoda[2], Yuu Ishimori[3], Kiyonori Yamaoka[1] (1. Okayama University,Graduate school of Health Sciences, 2. Japan Atomic Energy Agency, Ningyou-toge Environmental Engineering Center, 3. Japan Atomic Energy Agency, Prototype Fast Breeder Reactor Monju, 4. Okayama University, Graduate school of Medicine, Dentistry and Pharmaceutical Sciences)

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

[2J07] Development of the new method for estimation of radiation effect using fluorescent-modified oligonucleotide

*Yoshinobu Izumi[1], Ryota Kawai[1], Youichirou Matuo[1] (1. Univ. of FUKUI)

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

[2J08] Development of the new radiation monitoring system using Quantitative Polymerase Chain Reaction

*Youichirou MATUO[1], Yoshinobu IZUMI[1], Kikuo SHIMIZU[2] (1. Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui., 2. Institute for Radiation Sciences, Radioisotope Research Center, Osaka University.)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

ラドンとトロンの吸入によるマウス諸臓器中の酸化ストレス緩和効果に関する比較検討

Comparative study on oxidative stress mitigation effect in mouse organs by inhalation of radon and thoron

*小橋佑介[1)]，片岡隆浩[1)]，神﨑訓枝[1),3)]，迫田晃弘[3)]，田中裕史[3)]，
石森　有[4)]，光延文裕[2)]，石田　毅[1)]，柚木勇人[1)]，山岡聖典[1)]
[1]岡山大学大学院保健学研究科，[2]同医歯薬学総合研究科
[3]日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センター，[4]同高速増殖原型炉もんじゅ

放射性希ガスであるラドンとその同位体であるトロンとは放射能特性が異なる。本研究では両者のマウスへの吸入による諸臓器中の酸化ストレス・抗酸化機能関連指標の変化に関して比較検討をした。概してトロンはラドンに比べ低濃度域で変化が見られた。

キーワード：ラドン，トロン，抗酸化機能，酸化ストレス

1. 目的

我々は今までにラドン療法の機構解明の一環として，ラドン吸入によるマウス諸臓器中の抗酸化機能の亢進などに関する報告をしてきた。他方，近年ラドンの同位体であるトロンによる生体作用への関心が高まっているが，療法利用レベルの濃度（～4000 Bq/m^3 程度）において両者を比較した報告は皆無に近い。このため本研究では，ラドン療法に用いられる濃度域でのラドンとトロンのマウスへの吸入による酸化ストレス緩和効果について比較検討をした。

2. 方法

8 週齢・雄の BALB/c マウスを Sham 吸入群（Control），ラドン 500 または 2000 Bq/m^3 吸入群（Rn500, Rn2000），トロン 500 または 2000 Bq/m^3 吸入群（Tn500, Tn2000）に分け，それぞれの濃度で 1，2 または 4 日間の吸入をマトリックス的に行った。吸入は既に研究開発し作製しているラドン吸入装置および新規に同様に作製したトロン吸入装置を用い，吸入後に脳・肺・肝臓・膵臓・腎臓・血液を採取し，superoxide dismutase（SOD）活性と lipid peroxide（LPO）レベルについて分析した。

3. 結果

(1)トロン吸入により，脳・膵臓・腎臓中の SOD 活性が有意に増加した。(2)ラドンおよびトロンの吸入により，脳・肝臓・膵臓・腎臓中の LPO レベルが有意に減少した。(3)Rn2000 群と Tn500 群において酸化ストレス関連応答に類似性が見られた。

４．考察

ラドンと同様，トロン吸入により抗酸化機能が活性化し酸化ストレス緩和効果のあることがわかった。また，トロンではラドンと比べ低濃度域で同様の効果が得られることが示唆できた。これはラドンに比べトロンの放出エネルギーが高いなどの放射能特性の差異によるものと考察できた。

*Yusuke Kobashi[1], Takahiro Kataoka[1], Norie Kanzaki[1,2], Akihiro Sakoda[2], Hiroshi Tanaka[2], Tsuyoshi Ishida[1], Yuto Yunoki[1], Yuu Ishimori[3], Humihiro Mitsunobu[4], Kiyonori Yamaoka[1]
[1]Grad. Sch. Health Sci., Okayama Univ., [2]JAEA, Ningyo-Toge, [3]JAEA, Monju, [4]Grad. Sch. Med Dent Pharm Sci.,Okayama Univ.

ラドン吸入によるマウス腎障害の抑制効果に関する検討

Study on the suppression effect of mouse renal injury by the Radon inhalation

*笹岡　香織[1,2]，片岡　隆浩[1]，神崎　訓枝[1,3]，小橋　佑介[1]，迫田　晃弘[3]，
石森　有[4]，山岡　聖典[1]
[1]岡山大学大学院保健学研究科，[2] 岡山大学　医歯薬総合研究科,[3]日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センター,[4]日本原子力研究開発機構　高速増殖原型炉もんじゅ

酸化ストレスにより生じるシスプラチンマウス腎障害に対するラドン吸入の抑制効果について検証した。放射線感受性の高いマウスにおいて、ラドン吸入後シスプラチンの投与量を減量することにより、抗酸化物質の上昇、クレアチニンの減少を認めた。獣医療においてラドン吸入はシスプラチン誘導腎障害を緩和する可能性のある治療法として考えられる。

キーワード：ラドン吸入，マウス,腎障害,シスプラチン

1. 緒言

シスプラチン（CDDP）は固形癌の治療に広く使用されているが、酸化ストレスにより生じる腎毒性を誘発する。本研究では、放射線感受性の異なるマウス 2 系統における CDDP 誘導腎障害に対してラドン吸入効果に差異があるか、また感受性の高いマウスにラドン吸入との併用時における適切な CDDP 用量を検討した。

2. 方法・結果

ラドン（1000Bq/m^3, 2000Bq/m^3）を 24 時間吸入後、放射線感受性の低い C57BL/6J と高い BALB/c に CDDP（20mg/kg 体重）を各々投与した。ラドン吸入は C57BL/6J の CDDP 毒性に対して被毛状態改善の僅かな好効果を示したが BALB/c の場合は被毛状態の粗悪、クレアチニン値の増加、抗酸化物質（カタラーゼとグルタチオン）値の減少など CDDP 誘導腎毒症を増悪した。BALB/c において、ラドン（1000Bq/m^3）吸入後に低い CDDP（15mg/kg 体重）の投与により、クレアチニン値が減少し抗酸化物質（スーパーオキシドジスムターゼ）値が増加した。これより、本条件下ではラドン吸入は CDDP 誘導腎障害に対して緩和効果があることが示唆できた。

3. 結論

獣医療において種差・系統差及び CDDP 投与量を考慮するとともにラドン吸入条件を工夫することにより、ラドン吸入は CDDP 誘導腎障害を緩和する可能性のある治療法として考えられる。

参考文献

[1] Çetin, R., Devirm, E., Klilçoglu, B., Avci, A., Çandir, Ő.and Durak, L., 2006. Cisplatin impairs antioxidant system and causes oxidation in rat kidney tissues: possible protective roles of natural antioxidant foods. J. appl. Toxicol., 26: 42-46.

[2] Kataoka T, Kataoka, T., Tokunaga, R., Sakoda, A., Kawabe, A., Hanamoto, K. and Yamaoka, K., 2012. Basic study on positive effects of radon inhalation on pet's health. Radioisotopes, 61:1-8.

---

*Kaori Sasaoka [1,2], Takahiro Kataoka [1], Norie Kanzaki [1,3], Yuusuke Kobashi [1], Akihiro Sakoda [3,] Yuu Ishimori [4] and Kiyonori Yamaoka[1]

[1] Okayama University, Graduate school of Health Sciences., [2] Okayama University, Graduate school of Medicine, Dentistry and Pharmaceutical Sciences, [3] Japan Atomic Energy Agency Ningyou-toge Environmental Engineering Center,[4] Japan Atomic Energy Agency, Prototype Fat Breeder Reactor Monju

蛍光修飾オリゴヌクレオチドを用いた放射線損傷評価の開発

Development of the new method for estimation of radiation effect using fluorescent-modified oligonucleotide

*泉 佳伸[1]，川井 良太[1]，松尾 陽一郎[1]
[1]福井大学附属国際原子力工学研究所

抄録

オリゴヌクレオチドを蛍光修飾した試料を用い、放射線による損傷量を蛍光強度の変化から評価するする手法を開発している。低線量域での評価に用いるため、塩基配列及び増感剤の最適化について検討した。

キーワード：放射線計測、放射線影響、バイオドシメトリ

1. 緒言

放射線安全管理のためには、汎用の個人被ばく線量計に加えて、放射線による生体の損傷を模擬しうる生体分子を試料とした線量計を併用することが理想的であり、蛍光修飾したオリゴヌクレオチドを用いた手法を提案する。オリゴヌクレオチドに切断が生じていない状態では、蛍光修飾分子に与えられた光エネルギーがクエンチャー物質へ移動し、失活する。一方、切断などの損傷が生じれば、クエンチャー物質による抑制効果が抑えられて蛍光が増大する。このことから、放射線照射によるオリゴヌクレオチドの切断量は、励起光を照射した場合の蛍光量を介して評価できると考えられる。

2. 実験方法

オリゴヌクレオチドの両端を蛍光物質 6-Carboxyfluorescein（6-FAM）及び Carboxytetramethylrhodamine（TAMRA）で修飾したものをサンプルとした(濃度:100nM、溶媒 TE 緩衝液)。オリゴヌクレオチドの塩基配列として(i)酵母菌の遺伝子(*URA3*)の一部の配列、(ii)T 及び G 塩基の酸化還元電位の違いから最も高感受性であると予測される T…TGT…T 配列、(iii)A のみの配列の 3 種類を選択した。サンプルに対し 0～100 mGy のγ線を照射し、蛍光分光光度計(F2700)により蛍光物質 6-FAM の蛍光強度を測定した。また、感度の向上について検討するため、増感剤として期待できるトリブロモ酢酸(TBAA)を候補とし、6-FAM(100 nM)に対し 0～10 mM の TBAA を加えた場合の蛍光強度を測定し、TBAA 添加による蛍光物質への影響を調べた。

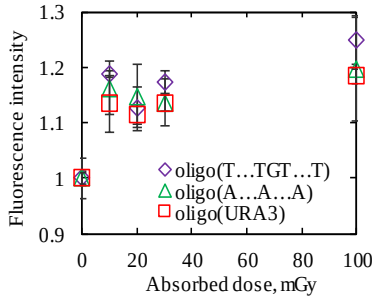


図 1　γ線を照射した場合の蛍光修飾オリゴヌクレオチドの蛍光強度比

3. 結果

図 1 に 3 種類の配列の蛍光修飾オリゴヌクレオチドについての蛍光強度比の変化を示す。100 mGy までのγ線照射による蛍光強度の上昇が確認された。また塩基配列の違いによって蛍光強度に変化があり、予想されたとおり(ii)の配列について比較的高い感受性を持つ傾向が見られた。図 2 に TBAA 添加濃度による蛍光強度の変化を示す。TBAA を加えた場合、10μM 以上の濃度では蛍光強度が低下する結果が示された。これは溶液の pH 変化に起因するものである。今後、配列の最適化及び TBAA 添加による感度の向上を検討していく。

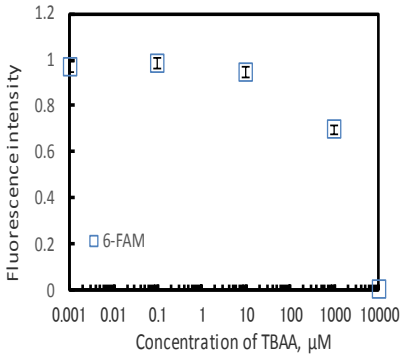


図 2　TBAA 添加に伴う蛍光物質 6-FAM の蛍光強度変化

*Yoshinobu Izumi[1], Ryota Kawai[1] and Youichirou Matuo[1]
[1] Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

PCR を用いた放射線による DNA 損傷の定量評価に関する検討

Development of the new radiation monitoring system
using Quantitative Polymerase Chain Reaction

*松尾　陽一郎[1]，泉　佳伸[1]，清水　喜久雄[2]
[1]福井大学附属国際原子力工学研究所
[2]大阪大学放射線科学基盤機構附属 RI 総合センター

抄録

放射線影響の要因は細胞中の DNA の切断や酸化損傷が主である。DNA 損傷に基づく個人線量計の開発を目標として、高 LET 放射線を照射した場合の DNA 鎖切断収量についてリアルタイム PCR（Real-Time Polymerase Chain Reaction）を用いて評価する新しい方法を検討した。

キーワード：放射線影響、バイオドシメトリ、PCR

1. 緒言

放射線防護・放射線安全の観点から、個人線量計による被ばく量の管理は重要である。本研究では、異なるLET(線エネルギー付与)の粒子線について、リアルタイムPCR（Real-Time Polymerase Chain Reaction）を用いたDNA鎖切断収量を指標とした吸収線量の評価法について検討した。リアルタイムPCRは、極めて微量なDNA溶液から特定のDNA断片（数百から数千塩基対）だけを選択的に増幅させ、反応開始時の鋳型DNA量を評価するものである。ポリメラーゼ連鎖反応による増幅率は、サンプルの鋳型DNAの量に比例するため、未損傷の鋳型DNAの量、すなわちDNAの損傷量を評価することができる。

2. 実験方法

出芽酵母 S288c の *URA3* 領域(804 bp)の PCR 産物をサンプルとした。DNA サンプル量は 0.1 ng/1 反応である。サンプルに対し量子科学技術研究開発機構　放射線医学総合研究所 HIMAC にて炭素イオン（LET：50 keV/μm）及びネオンイオン(LET：29keV/μm)を照射した。また高崎量子応用研究所の TIARA にて炭素イオン（LET : 107keV/μm）及びネオンイオン(LET : 352 keV/μm)を照射した。照射したサンプルの DNA を鋳型としリアルタイム PCR 装置 MJ Mini™(Bio-Rad)を用いて未損傷の鋳型 DNA 量を評価した。

3. 結果

炭素及びネオンイオンを照射した場合の、未損傷の鋳型 DNA 量を図 1 に示す。炭素、ネオンイオンともに吸収線量の上昇に伴い、未損傷の鋳型 DNA 量が減少することが示された。また LET が 50 keV/μm の炭素イオン(◇)と比較して 107 keV/μm の炭素イオンの場合(□)は未損傷の鋳型 DNA 量が減少することが示された。一方で LET が 352 keV/μm のネオンイオン(＊)と比較して 107 keV/μm の炭素イオンの場合、未損傷の鋳型 DNA 量はほぼ同等であった。これはある LET 以上では局所的な損傷量が飽和する”オーバーキル”の状態にあるためであると考えられる。発表では PCR の対象領域を最適化することによる感度の向上の効果についても述べる。

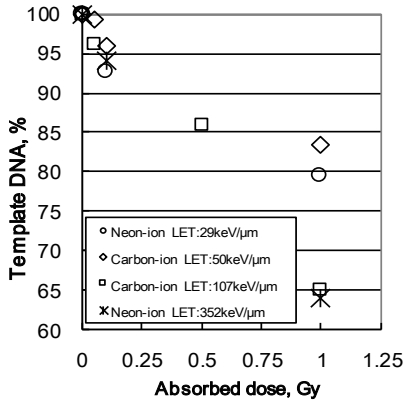


図1　リアルタイム PCR による未損傷の鋳型 DNA の評価

*Youichirou Matuo[1], Yoshinobu Izumi[1] and Kikuo Shimizu[2]
[1] Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui
[2] Institute for Radiation Sciences, Radioisotope Research Center, Osaka University

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-3 Fuel Reprocessing

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room J A41 -A Building

[2J09-12] Actinides Separation 1

Chair:Noriko Asanuma(Tokai Univ.)

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

[2J09] Single step MA recovery process using CMPO-HDEHP/SiO2-P adsorbent

(3) Evaluation of separation characteristics by using simulated HLLW

*Tomoaki Sakurai[1], Tuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuhi[3] (1. Shibaura Institute of Technology Graduate School, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J10] Optimization of extraction chromatography for the purpose of highly separation MA from HLLW

*Yusuke Horiuchi[1], Ryoji Abe[1], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuchi[3] (1. Shibaura Institute of Technology graduate school, 2. Shibaura Institute of Technology, 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J11] Selective Extraction of Oxidized Hexavalent Americium by Monoamide Derivatives

*Masahiko Nakase[1], Travis S Grimes[2], Bruce J Mincher[2], Shinichi Suzuki[3], Tsuyoshi Yaita[3] (1. Advanced Nuclear Fuel Cycle Unit, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology, 2. Idaho National Laboratory, 3. Material Sciences Research Center, Japan Atomic Energy AgencyAqueous Separations and Radiochemistry Department,)

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

[2J12] Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant

(4) Mutual Separation of U(VI) and Th(IV) by Using Double-Headed 2-Pyrrolidone Derivatives

*Koichiro Takao[1], Hiroyuki Kazama[1], Tsushima Satoru[1], Yasuhisa Ikeda[1] (1. LANE, TokyoTech)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

CMPO-HDEHP 吸着材を用いた単サイクル MA 回収プロセスの開発
(3) 模擬廃液を用いた分離特性の評価

Single step MA recovery process using CMPO-HDEHP/SiO_2-P adsorbent

(3) Evaluation of separation characteristics by using simulated HLLW

*櫻井 智明[1]，新井 剛[2]，渡部 創[3]，佐野 雄一[3]，竹内 正行[3]

[1] 芝浦工業大学大学院，[2] 芝浦工業大学，[3] 日本原子力研究開発機構

抄録 ： 既往の成果により，CMPO-HDEHP 吸着材に吸着された Nd(III)は，H_3Cit を溶離液として用いることで溶離できることが確認されているが，その他の元素に対する分離特性は未だ評価がなされていない．本研究では、CMPO-HDEHP 吸着材の吸着特性を希土類元素依存性の観点から評価した．

キーワード ： 抽出クロマトグラフィ，抽出剤含浸吸着材, CMPO-HDEHP, MA

1. 緒言 高レベル放射性廃液(HLLW)に含まれるマイナーアクチノイド(MA)は，長期半減期且つ発熱性を有するため，ガラス固化体への充填率の低下や環境負荷の増加等の懸念から予め分離することが望まれる．HLLW からの MA(III)の選択的な分離には，抽出クロマトグラフィ法の適用が検討されている．しかし，本法を用いて単サイクルで MA(III)を分離可能な吸着材は未だ開発途上である．そこで筆者らは, octyl(phenyl)-N,N-diisobutylcarbamoyl methylphosphine oxide (CMPO)と bis(2-ethyl hexyl)hydrogen phosphate (HDEHP)を混合した含浸吸着材の開発に着手した．既往の成果より，CMPO-HDEHP 吸着材へと吸着された Nd(III)は $C_3H_5O(COOH)_3$ (H_3Cit)を溶離液として用いることで溶離できることが明らかとなった[1]．一方，HLLW 中に含まれる Nd(III)以外の元素については，未だ知見が乏しいのが現状である．そこで，本研究では希土類元素混合溶液を用いて CMPO-HDEHP 吸着材による分離特性の評価を行った．

2. 実験方法 本試験で用いた吸着材は，スチレン-ジビニルベンゼン共重合体を被覆した多孔性の SiO_2 粒子に CMPO と HDEHP をモル比 1 : 1，含浸率 20 wt%となるように調製した．CMPO-HDEHP 吸着材の各金属への吸着特性は，カラム試験により評価した．カラム試験ではϕ10×h150 mm の耐圧性ガラスカラムに CMPO-HDEHP 含浸吸着材を充填し，試験溶液，洗浄液，溶離液の順で通液した．試験溶液は，試験溶液は Nd(III)を 10 mM 含む 2 M HNO_3，ならびに Y(III), La(III), Nd(III), Eu(III)を各々10 mM 含む 3 M HNO_3 を用いた．洗浄液には 10^{-3} M HNO_3 を用い，溶離液には 3 M H_3Cit を用いた．

3. 実験結果及び考察 Fig. 1 に Nd(III)単元系における CMPO-HDEHP 吸着材のカラム試験結果を示す．Fig. 1 より, 洗浄液に 10^{-3} M HNO_3 を用いた試験では, 2 M HNO_3 を用いた試験よりも高い溶離ピークが確認された．また， Nd(III)の回収率についても，洗浄液に 10^{-3} M HNO_3 を用いた試験では 10 %程度高くほぼ全量回収できることが確認された．これは，10^{-3} M HNO_3 が 2 M HNO_3 と比較して 3 M H_3Cit と近い pH を示すことに起因すると考えられる．そのため，3 M H_3Cit が脱水素し，Nd(III)に対するキレート作用を示しやすかったと推察される．この結果から，洗浄液には 10^{-3} M HNO_3 が適していると考えられる．次いで，Fig. 2 に Y(III), La(III), Nd(III), Eu(III)多元系における CMPO-HDEHP 吸着材のカラム試験結果を示す．Fig. 2 より，La(III), Nd(III), Eu(III)については H_3Cit の通液による溶離ピークが確認された．また，その回収率は 50-80 %であり何れの元素も全量回収には至らなかった．これは，複数の希土類元素が混在するため，溶離が妨害されたと考えられる．一方，Y(III)は H_3Cit の通液による溶離ピークが確認されなかった．これは，Y(III)のイオン半径が他の元素と比較して小さく，イオン表面での電荷密度が高いため，CMPO-HDEHP 吸着材に強固に吸着されたことに起因すると推察される[2].

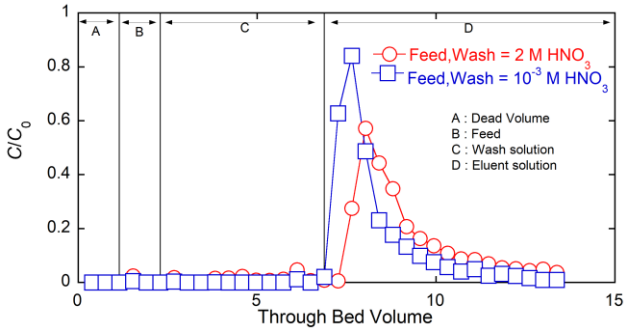


Fig.1 Elution chromatogram of Nd(III) by CMPO-HDEHP
Adsorbent : 7.85 cm^3, Flow rate : 1 $cm^3 \cdot min^{-1}$

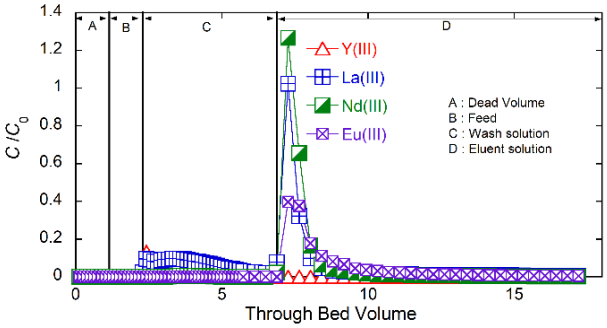


Fig.2 Elution chromatogram of REE by CMPO-HDEHP
Adsorbent : 7.85 cm^3, Flow rate : 1 $cm^3 \cdot min^{-1}$

参考文献

[1] 櫻井 智明ら ： 日本原子力学会 2017 年秋の大会予稿(2K05), (2017)
[2] 石野 俊夫 ： 「材料」，第 12 巻 119 号, (1963), pp559-571

*Tomoaki Sakurai[1], Tsuyoshi Arai[2], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuchi[3]
[1]Shibaura Institute of Technology Graduate School, [2]Shibaura Institute of Technology, [3]Japan Atomic Energy Agency

高度 MA 分離を目指した抽出クロマトグラフィ法の最適化

Optimization of extraction chromatography for the purpose of highly separation MA from HLLW

*堀内　勇輔[1]，安倍諒治[1]，新井　剛[2]，渡部創[3]，佐野雄一[3]，竹内正行[3]
[1]芝浦工業大学大学院，[2]芝浦工業大学，[3]日本原子力研究開発機構

抄録： 本研究では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 MA(III)の高度分離を目指し、本法の最適化を行った。本研究の成果から、HDEHP 吸着材を用いて Mo(VI)及び Zr(IV)を除去した後、CMPO 吸着材を用いて軽 Ln(III)を除去できる事が示された。
キーワード： 高レベル放射性廃液、マイナーアクチノイド、希土類元素、抽出クロマトグラフィ法

1. 緒言

高速炉の使用済核燃料の再処理工程で生じる高レベル放射性廃液(HLLW)には、マイナーアクチノイド(MA)が含まれている。MA(III)の一部には、発熱性核種や長半減期核種を含むため、放射性廃棄物の減容・有害度低減の観点から HLLW からの MA 分離技術の確立は必須である。そこで我が国では、MA(III)の分離法として抽出剤含浸吸着材を用いた抽出クロマトグラフィ法を候補技術として選定し、種々の検討を重ねてきた。これらの研究成果から、HLLW に含まれる Mo(VI)及び Zr(IV)は MA(III)の吸着を阻害することが明らかとなっている。さらに、HLLW 中に含まれる希土類元素(Ln(III))は MA(III)と化学的性質が類似しているため分離を困難にしている。これらのことから、実効性のある MA(III)分離技術の開発には、予め HLLW から Mo(VI)及び Zr(IV)を除去した後、Ln(III)の分離工程を組み込む必要がある。そこで Bis(2-ethylhexyl)hydrogen phosphate(HDEHP)抽出剤と octyl(phenyl)-N、N-diisobutyl carbamoylmethyl-phophine(CMPO)抽出剤を組み合わせた、①Mo(VI)、 Zr(IV)除染工程、②軽 Ln(III)除染工程、③重 Ln(III)除染工程から成る 3 段階の工程を用いた MA(III)分離・回収技術を提案し、上流の 2 段工程について詳密に検討したので報告する[1]。

2. 実験方法

HDEHP 及び CMPO 吸着材は、平均粒径 50 μm、平均細孔径 50 nm の多孔性 SiO_2 粒子に対して架橋度が 15 %となるように調整したスチレンジビニルベンゼン共重合体を被覆した担体に、HDEHP を 20 wt%、CMPO を 33.3 wt%となるように含浸することで各々作製した。カラム試験は、ϕ100 mm×h150 mm のガラスカラムに HDEHP 吸着材、ϕ100 mm×h300 mm のガラスカラムに CMPO 吸着材をそれぞれ圧密充填することで各充填相を形成した。温度は HDEHP 吸着材カラムでは 298 K、CMPO 吸着材カラムでは 323 K にそれぞれ保持し、所定の通液速度で模擬 HLLW 溶液、洗浄液、溶離液を順次通液した。カラム下端からの流出液を 3 cm^3 毎に分画採取し各フラクションの金属イオン濃度を ICP-OES で分析することで分離クロマトグラムを得た。また、本試験では Eu(III)を MA(III)の模擬元素として用いた。

3. 結果

Fig. 1 に HDEHP 吸着材カラムを用いた模擬 HLLW の分離クロマトグラムを示す。Fig. 1 よりアルカリ金属、アルカリ土類金属、白金族元素及び Ln(III)は模擬 HLLW 溶液通液直後に漏出が確認された。一方、Mo(VI)、Zr(IV)と合わせて Fe(III)も良好に吸着し、溶離液として 0.5 M $C_2H_2O_4$ を通液することで Mo(VI)、Zr(IV)及び Fe(III)の溶離が確認された。これらのことから、HDEHP 吸着材カラムにより Mo(VI)、Zr(IV)を除去できることが示された。次いで、CMPO 吸着材カラムによる軽 Ln(III)と MA(III)の分離挙動の検討を行った。Fig. 2 に溶離液として pH 1.5 DTPA を用いた際の溶離曲線を示す。ここで Nd(III)は軽 Ln(III)の代表として選定した。Fig. 2 より、pH 1.5 DTPA の通液により Eu(III)が先に溶離し、次いで Nd(III)が溶離し、いずれの元素においてもほぼ全量回収が確認された。これらのことから、MA(III)と軽 Ln(III)を分離できることが示唆された。

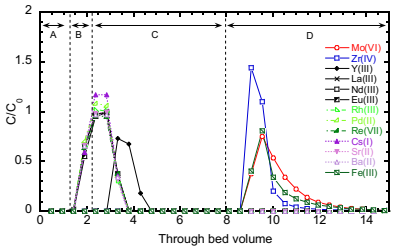


Fig. 1 Separation chromatogram of simulated HLLW with HDEHP adsorbent packed column

Column ; ϕ10×h150 mm, Adsorbent ; 7.85 cm^3, Flow late ; 5 $cm^3 \cdot min^{-1}$, Temp. ; 298 K
A : Dead volume, B : Feed, C : Wash solution(3 M HNO_3), D : Eluent(0.5 M $C_2H_2O_4$)

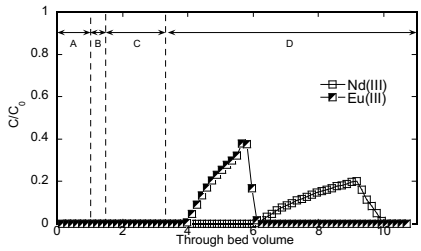


Fig. 2 Separation chromatogram Nd(III) and Eu(III) with CMPO adsorbent packed column

Column ; ϕ10×h300 mm, Adsorbent ; 19.6 cm^3, Flow late ; 1 $cm^3 \cdot min^{-1}$, Temp. ; 323 K
A : Dead volume, B : Feed, C : Wash solution(3 M HNO_3), D : Eluent(pH 1.5 DTPA)

参考文献

[1] T. Mori：Doctoral thesis of Shizuoka University, (2007)

*Yusuke Horiuchi[1], Ryoji Abe[1], Tsuyoshi arai[2], Sou Watanabe[3], Yuichi Sano[3], Masayuki Takeuchi[3]
[1] Shibaura Institute of Technology Graduate school, [2] Shibaura Institute of Technology, [3] Japan Atomic Energy Egency

モノアミド配位子を用いたランタノイドからの 6 価アメリシウム高度分離

Selective Extraction of Oxidized Hexavalent Americium by Monoamide Derivatives

*中瀬 正彦[1], Travis S. Grimes[2], Bruce J. Mincher[2], 鈴木 伸一[3], 矢板 毅[3]
[1]東工大, [2]アイダホ国立研究所, [3]原子力機構

ビスマス酸ナトリウム($NaBiO_3$)と硝酸によりアメリシウムを 3 価(Am(III), Am^{3+})から 6 価(Am(VI), AmO_2^{2+})に酸化させ，種々の配位子でランタノイド(Ln)からの抽出分離を調査した．

キーワード：アメリシウム，ランタノイド，ビスマス酸ナトリウム，酸化，モノアミド，溶媒抽出，分離

1. 緒言　先進湿式再処理において MA/Ln 分離は重要だが化学的性質の類似性から 3 価での 4f/5f 元素分離は困難である．そこで Am(III)→Am(VI)に酸化して分離する研究が行われている(Fig.1) [1-5]．本研究では酸化剤として $NaBiO_3$ を用いた．AmO_2^{2+}は不安定で Am(V), Am(III)への自己還元反応抑制が重要である．そこで，側鎖構造の異なる枝分かれ側鎖モノアミド(BAMA, Fig2)を合成し，抽出を系統的に調べた．

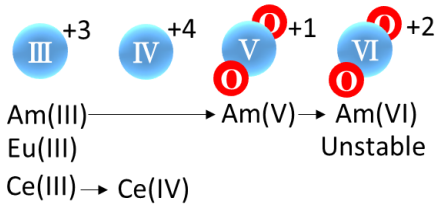
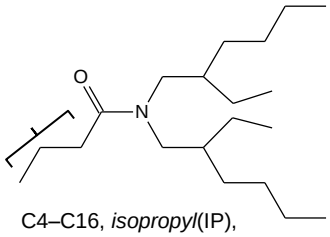


Fig. 1 Oxidation state of Ln and An

2. 実験方法　$NaBiO_4$ 120 mg を *n*-ドデカン 4 mL にとって各濃度の硝酸水溶液で予備抽出平衡を取った．1 mL 硝酸水溶液に Am-241, Eu-152, Ce-149 を加え，硝酸で常温振とうで Am(III)→Am(VI), Ce(III)→Ce(IV)と酸化した(Eu(III)は無変化)．そこに予備抽出平衡後の有機相 1 mL を加えて密封し，ボルテックスミキサーで 10～300 秒振とう後，直ちに遠心分離で両相を分け，両相の放射能を計測して分配比ならびに分離係数を導出した．



C4–C16, *isopropyl*(IP), *ter-butyl*(TB) *etc.*
Fig. 2 BAMA derivatives

3. 結論　Fig.3 に結果の一例を示す．酸化操作により Ce(IV), Am(VI)の順で抽出され Eu(III)は抽出されなかった．アミド酸素側の側鎖長が伸びると D_{Am}, D_{Ce} は極小値の後に上昇し，Eu は抽出されなかった．結果 C12 で非常に高い $SF_{Am/Eu}$ が達成された．側鎖が tert-butyl の場合は特異的に D_{Ce} が高まった．いずれについても Ce の選択的なストリッピングが必要となる．側鎖構造による界面活性や配位子酸化による気泡発生も含め，考察の詳細は発表で説明する．

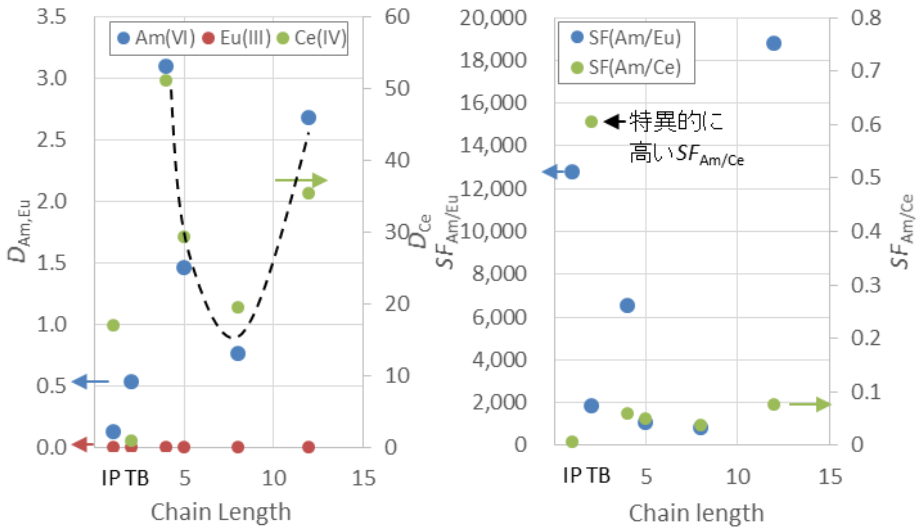


Fig. 3 Effect of side chain of BAMA on extraction behavior

4. 謝辞　本研究はJSPS海外特別研究員制度，CNWG により INL で実施された．

参考文献

[1] T. S. Grimes et al., Inorg Chem, 2017, 56, 8295
[2] K. McCann et al. Ind Eng Chem Res, 2017, 56, 6515
[3] B. J. Mincher et al., Solvent Extr Ion Exc, 2012, 30, 445
[4] B. J. Mincher et al., Inorg Chem, 2008, 47, 6984
[5] L. R. Martin et al., J Radioanal Nucl Chem, 2009, 282, 523

*Masahiko Nakase[1], Travis S. Grimes[2], Bruce J. Mincher[2], Shinichi Suzuki[3] and Tsuyoshi Yaita[3]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Idaho National Laboratory, [3]Japan Atomic Energy Agency.

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 （4）架橋ピロリドン沈殿剤を用いたウラン(VI)-トリウム(IV)相互分離†

Fundamental Study on Simple Reprocessing Method for Spent Thorium Fuels by Using Uranium-Selective Precipitant (4) Mutual Separation of U(VI) and Th(IV) by Using DHNRPs

*鷹尾 康一朗, 風間 裕行, 津島 悟, 池田 泰久
東工大先導原子力研

ウラン選択性沈殿剤としての分子設計に基づいて開発された架橋ピロリドン誘導体を用いてウラン(VI)-トリウム(IV)相互分離を試みたところ、沈殿剤分子構造によって(1)ウラン(VI)選択的沈殿回収, (2)トリウム(IV)選択的沈殿回収, (3)ウラン(VI)-トリウム(IV)一括沈殿回収が可能であることが判明した。

キーワード：再処理, ウラン(VI), トリウム(IV), 錯体, 配位高分子, 沈殿

1. 緒言　使用済み核燃料の再処理および核燃料サイクルの実現は、今後ますます増加する世界のエネルギー需要を満たす上で非常に重要である。ウラン資源の獲得競争や可採年数に対する懸念から、現行のウランサイクルに代わるオプションのひとつとしてトリウムサイクルがある。トリウム燃料再処理の主目的は ^{232}Th と ^{233}U の相互分離および回収であり、結晶工学および錯体化学的観点からウラン選択性沈殿剤として我々が開発した架橋ピロリドン誘導体(架橋 NRP)の適用性を検討している。本発表では、硝酸水溶液系における架橋 NRP 沈殿剤を用いたウラン(VI)-トリウム(IV)相互分離を最終目標として実施した各種沈殿試験の結果を報告する。

2. 実験　図 1 に示す 4 種の架橋 NRP (**L1**~**L4**)を用いて 3 M 硝酸水溶液中における U(VI)単独系(初期濃度 : 0.13 M)および Th(IV)単独系(初期濃度：0.11 M)に対する沈殿試験を実施した。各溶液に対し、U もしくは Th とのモル比が 1:1 となるように架橋 NRP 沈殿剤を加えて激しく撹拌した後、上澄み液の分析より各沈殿率を求めた。U(VI)-Th(IV)混合系(初期条件 : [U(VI)] = 0.25 M, [Th(IV)] = 1.0 M)についても同様の手順に従って沈殿試験を行った。

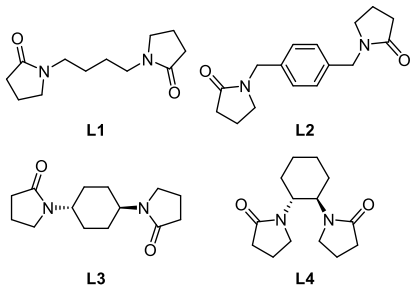


図 1. 本研究で使用した架橋 NRP 沈殿剤の構造式.

3. 結果と考察　各沈殿試験結果を表 1 にまとめる。U(VI)単独系において、いずれの沈殿剤についても 90%以上の高い U(VI)沈殿効率が得られた。一方、Th(IV)単独系においては、**L1**, **L2** を用いた系では Th(IV)の沈殿生成が認められなかったのに対し、**L3**, **L4** の系では 40%程度の Th(IV)沈殿生成が見られた。従って、**L1**, **L2** を用いることにより U(VI)-Th(IV)相互分離の達成が期待される。実際、U(VI)-Th(IV)混合系に各沈殿剤を添加したところ、**L1** を用いた系で U(VI)の高効率かつ選択的な沈殿生成を確認した(DF = 141)。**L2** の場合には 5%程度の Th(IV)が沈殿するものの、依然として U(VI)に対する選択性(DF = 44)は保持されている。Th(IV)に対する沈殿能を示す **L3** の系でも U(VI)の選択的沈殿(DF = 93)が確認されており、この選択性は U(VI)沈殿の方が Th(IV)沈殿よりも熱力学的に安定であることに起因すると考えられる。一方、**L4** の系では U(VI)の沈殿生成は認められず、Th(IV)沈殿の生成が支配的であった。以上の知見は沈殿剤分子構造を適切に制御することによって U(VI)もしくは Th(IV)の選択的沈殿回収や U(VI)-Th(IV)一括沈殿回収の可能性を示すものであり、当初目標であった U(VI)-Th(IV)相互分離だけでなく一括回収も含めた多様な再処理シナリオの構築を可能とする。

表 1　架橋 NRP 沈殿剤を用いた 3 M 硝酸水溶液系における U(VI)-Th(IV)沈殿試験結果

架橋 NRP 沈殿剤	U(VI)単独系	Th(IV)単独系	U(VI)-Th(IV)混合系		
			U(VI)	Th(IV)	除染係数(DF)
L1	94.1%	沈殿せず	> 99%	3%	141
L2	99.9%	沈殿せず	59%	5%	44
L3	99.6%	40.5%	61%	3%	93
L4	91.8%	42.2%	沈殿せず	14%	–

†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「ウラン選択性沈澱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。

*Koichiro Takao, Hiroyuki Kazama, Satoru Tsushima, Yasuhisa Ikeda
LANE, TokyoTech

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-3 Fuel Reprocessing

Thu. Sep 6, 2018 3:50 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 6:50 AM - 7:55 AM UTC | Room J A41 -A Building

[2J13-16] Actinides Separation 2

Chair:Koichiro Takao(Tokyo Tech)

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

[2J13] Computational chemical study on separation mechanism of Am from Cm with diamide-type ligands

*Masashi Kaneko[1], Masayuki Watanabe[1], Hideya Suzuki[1], Tatsuro Matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J14] Research and development of the "SELECT process" for Actinide separation
(1) Concept

*Tatsuro Matsumura[1], Yasutoshi Ban[1], Shinobu Hotoku[1], Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Nao Tsutsui[1], Keisuke Morita[1], Tomohiro Toigawa[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuya Kurosawa[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J15] Research and development of the "SELECT process" for Actinide separation
(2) Investigation of new extractants for MA/RE separation

*Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuro Matsumura[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J16] Impact assessment on introduction of MA recovery process to MOX fuel reprocessing facility

*Naoto Hayashi[1], Masayoshi Kamiya[1], Takeshi Takata[1], Masayuki Takeuchi[1], Akira Sato[2], Masashi Nishimura[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Mitsubishi Heavy industries)

4:50 PM - 4:55 PM JST | 7:50 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

ジアミド型配位子による Am/Cm 分離メカニズムに関する計算化学研究

Computational chemical study on separation mechanism of Am from Cm with diamide-type ligands

*金子 政志[1], 渡邉 雅之[1], 鈴木 英哉,[1] 松村 達郎[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

計算化学的手法である密度汎関数法を用いて、中心骨格に異なるドナー元素を有する二つのジアミド型配位子(DGA、ADAAM)の Am/Cm 分離挙動の違いを明らかにするために錯生成反応のモデル化を行った。

キーワード：分離変換、MA 分離、DGA、ADAAM、密度汎関数法、化学結合

1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、分離変換技術の主要分離プロセスの開発の一環として、三価マイナーアクチノイドである Am(III), Cm(III)の相互分離のための溶媒抽出試薬の開発を行ってきた。これまでに、ジグリコールアミド(DGA)抽出剤は Am(III)よりも Cm(III)を好んで抽出し、アルキルジアミドアミン(ADAAM)抽出剤は、Cm(III)よりも Am(III)を好んで抽出することを明らかにしてきた[1]。本研究では、計算化学的手法の一つである密度汎関数法を用いて、Am(III)及び Cm(III)と DGA 及び ADAAM の錯体モデルを理論的に解析し、Am/Cm 分離メカニズムの解明を行うことを目的とした。

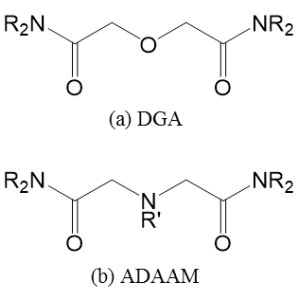


図 DGA, ADAAM 抽出試薬

2. 計算

DGA 及び ADAAM の錯体モデル$[M(DGA)_3]^{3+}$, $[M(ADAAM)(NO_3)_3]$は、先行研究の抽出分離スキーム[1]及び類似錯体の単結晶 X 線構造[2]を参照し、アミド及びアミンのアルキル鎖は全てメチル基に置換して作成した。構造最適化及び一点エネルギー計算には、真空条件下でそれぞれ BP86、B2PLYP 汎関数を用いた。錯体の基底状態は、高スピン状態のみを考慮した。計算には、ORCA ver. 3.0 プログラムを用いた。

3. 結果と考察

$[M(NO_3)(H_2O)_7]^{2+} + 3\ DGA \rightarrow [M(DGA)_3]^{3+} + NO_3^- + 7H_2O$ (1)

$[M(NO_3)(H_2O)_7]^{2+} + ADAAM + 2NO_3^- \rightarrow [M(ADAAM)(NO_3)_3] + 7H_2O$ (2)

錯生成反応を上式(1), (2)のようにモデル化し、M = Am, Cm について Gibbs エネルギー差(ΔG_M)を求め、ΔG_{Am} と ΔG_{Cm} を比較した。その結果、DGA の場合、Cm(III)の方が 0.24 kcal mol^{-1} ほど安定に錯生成し、ADAAM の場合、Am の方が 1.05 kcal mol^{-1} ほど安定に錯生成し、実際の Am(III)/Cm(III)分離挙動を再現した。発表では、化学結合解析を用いて Am(III)/Cm(III)分離挙動の違いについて議論する。

4. 結論

DGA, ADAAM による Am(III)及び Cm(III)の錯生成反応をモデル化し、密度汎関数法を用いて Am(III)/Cm(III)分離挙動を再現し、金属錯体の安定性の違いが分離に大きく寄与することを見出した。

参考文献

[1] (a) Y. Sasaki, et al., *Solvent Extr. Ion Exch.*, **2001**, *19*, 91. (b) H. Suzuki, et al., *Anal. Sci.*, **2017**, *33*, 239.

[2] (a) G. Tian, et al., *Dalton Trans.*, **2015**, *44*, 18469. (b) Q. Wang, et al., *Dalton Trans.*, **2012**, *41*, 3431.

---

*Masashi Kaneko[1], Masayuki Watanabe[1], Hideya Suzuki and Tatsuro Matsumura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

アクチノイド分離プロセス「SELECT プロセス」の開発
(1) 概要

Research and development of the "SELECT process" for Actinide separation
(1) Concept

*松村達郎[1]，伴 康俊[1]、宝徳 忍[1]、鈴木 英哉[1]、津幡 靖宏[1]、筒井 菜緒[1]、森田 圭介[1]
樋川 智洋[1]、柴田 光敦[1]、黒澤 達也[1]、川崎 倫弘[1]、石井 翔[1]

[1]日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構(JAEA)では、再処理と MA 分離を統合したアクチノイド分離プロセスである「SELECT プロセス」の開発を進めている。SELECT プロセスは、再処理から MA 分離までを CHON 原則に合致した抽出剤を用いた複数の溶媒抽出プロセスによって構成する。プロセス構築のコンセプトと研究開発の現状を報告する

キーワード：再処理、MA 分離、溶媒抽出、分離変換、CHON

1. 緒言

分離変換技術を導入した次世代の核燃料サイクルにおける再処理・MA 分離プロセスとして「SELECT プロセス」（Solvent Extraction from Liquid-waste using Extractants of CHON-type for Transmutation）の開発を進めている。これは、発電炉の使用済燃料から、再利用可能な U, Pu、長半減期で放射能毒性が高いマイナーアクチノイド（MA = Np, Am, Cm）を分離し、U, Pu を核燃料として再利用するとともに、MA は加速器駆動システム（ADS）によって短半減期核種あるいは安定核種に高い効率で核変換を行うことを目指したものである。基本的な分離手法として既存の再処理工場において実績のある溶媒抽出法を採用し、図に示す複数の分離段階に必要な性能を有する抽出剤を組み合わせることによって分離を達成した。

2. プロセス設計の概要

抽出剤は、実用的な分離プロセスを構成可能な特性を有し、十分な分離性能を有するものを開発して採用した。溶媒抽出プロセスの各段階で必要とされる分離性能は、抽出剤の特性によって達成されるよう構成し、逆抽出液に選択性を有する錯形成剤を添加する等の製品溶液に有機物が混入する操作は排除した。また、抽出剤をはじめとするプロセス内で使用するすべての試薬は、分子が、炭素(C)、水素(H)、酸素(O)、窒素(N)から構成されるもの（CHON 原則）とし、プロセスから発生する二次廃棄物は焼却することによってガス化可能として固体廃棄物の発生を排除した。

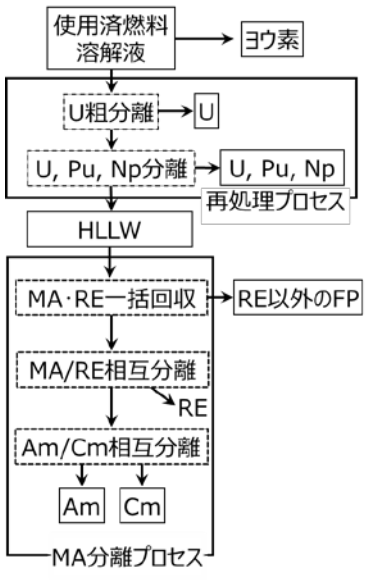


図 SELECTプロセスの構成

3. 開発の現状

最近、プロセスの主要部分について実廃液試験を実施し技術的に実証した。報告では、SELECT プロセスの概要を述べ、各国において開発が進められている類似の分離プロセスとの比較を行うとともに、開発の現状及び今後の計画について述べる。

* Tatsuro Matsumura[1], Yasutoshi Ban[1], Shinobu Hotoku[1], Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Nao Tsutsui[1], Keisuke Morita[1], Tomohiro Toigawa[1], Mitsunobu Shibata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki[1] and Sho Ishii[1].
[1]Japan Atomic Energy Agency

アクチノイド分離プロセス「SELECT プロセス」の開発
(2) MA/RE 相互分離のための新規抽出剤の検討

Research and development of the "SELECT process" for Actinide separation
(2) Investigation of new extractants for MA/RE separation

*鈴木 英哉[1]，津幡 靖宏[1]，黒澤 達也[1]，
川崎 倫弘[1]，柴田 光敦[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、分離変換技術の確立を目指して、使用済燃料溶解液中からアクチノイドを回収するための分離技術である「SELECT プロセス」の研究開発を行っている。MA に対して優れた選択性と高い実用性を持つ抽出剤を用い、MA と RE との相互分離について検討した。

キーワード：MA 分離、溶媒抽出、抽出剤、HONTA、SELECT プロセス

1. 緒言

使用済燃料溶解液中に含まれるアメリシウム(Am)等の長半減期のマイナーアクチノイド(MA)を核変換によって、短半減期化あるいは安定核種化するためには、使用済核燃料溶解液中から MA を分離･回収する必要がある。とくに、3 価の MA と 3 価の希土類元素(RE)は性質が似ているため、相互分離は極めて困難である。図 1 に示した N ドナーと O ドナーを持つ多座配位の抽出剤：ニトリロトリアセトアミド(NTA アミド)[1]を用い、溶媒抽出法による MA/RE 分離試験、及び抽出剤の性能評価を実施した。

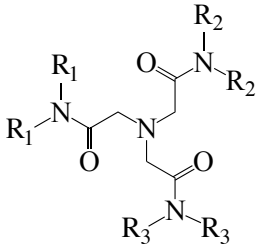


図 1　NTA アミドの構造
R_1, R_2, R_3：アルキル基

2. 実験

トレーサー量の ^{241}Am、及び RE を含む硝酸水溶液(水相)と抽出剤を溶解した *n*-ドデカン溶液(有機相)の等容量を振とう器を用いて混合し、抽出平衡に達した後、遠心分離により相分離した。水相、及び有機相のγ線をそれぞれ計測し、^{241}Am を定量した。その他の金属イオンは ICP-MS、または ICP-AES を用いて濃度を測定し、分配比を求めた。

3. 結果・考察

側鎖の異なる NTA アミドについて検討した結果、6 本の *n*-オクチル基を持つヘキサオクチル NTA アミド(HONTA)が MA に対する抽出能、及び MA/RE 分離性能に優れることがわかった。HONTA による Am の分配比と抽出剤濃度との関係を図 2 示す。グラフの傾きは、硝酸濃度の変化に伴い 2 から 1 に変化したことから、抽出錯体の構造は HONTA : Am = 2 : 1 (0.08 M HNO_3)、HONTA : Am = 1 : 1 ((1 M HNO_3))であると考えられる。水素イオン濃度が小さい条件では、HONTA 分子の N 原子へのプロトネーションの影響が少ないため、低硝酸濃度において HONTA のソフトドナー性が発現し、Am に対する高い選択能が生じている可能性が示唆される。

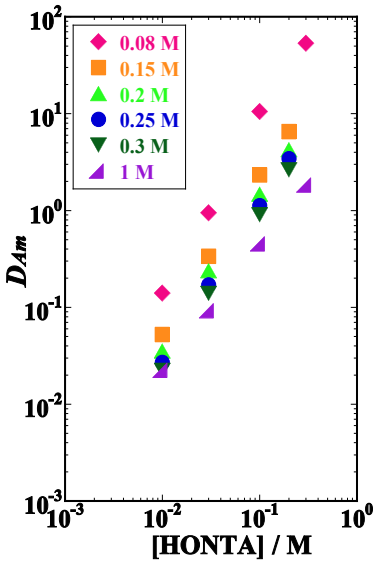


図 2 Am 分配比と抽出剤濃度の関係
＜有機相＞ [HONTA] = 0.01～0.3 M in *n*-dodecane
＜水　相＞ [HNO_3] = 0.08, 0.15, 0.2, 0.25, 0.3, 1 M

参考文献

[1] Y. Sasaki, et al., *Chem. Lett.*, **2013**, *42*, 91-92.

*Hideya Suzuki[1], Yasuhiro Tsubata[1], Tatsuya Kurosawa[1], Tomohiro Kawasaki[1], Mitsunobu Shibata[1] and Tatsuro Matsumura[1].
[1]Japan Atomic Energy Agency

MOX 燃料再処理施設への MA 回収技術導入に係る影響評価

Impact assessment on introduction of MA recovery process to MOX fuel reprocessing facility

*林　直人[1]，紙谷　正仁[1]，高田　岳[1]，竹内　正行[1]，佐藤　聡[2]，西村　正史[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]三菱重工業

放射性廃棄物の減容化・有害度低減を目的として開発中の MA 分離技術を、直近の R&D 成果に基づき、将来の MOX 燃料の再処理施設へ導入した場合の MA 回収建屋を具体化し、再処理事業費への影響を評価した。

キーワード：再処理、MA 回収、設計研究、コスト評価

1. 緒言

再処理施設でのガラス固化体の発生量は、高放射性廃液中の FP や、MA の量に依存するため、使用済 MOX 燃料を再処理する施設では、ガラス固化体発生量低減の観点で、MA 回収技術の適用を考慮する必要がある。このため、過去に実施した MOX 燃料の再処理施設に対し、MA 回収建屋を追設した場合の追設コストと開発課題を明らかにした。

2. コスト評価の方法

原子力機構で過去に実施した、MOX 燃料再処理施設の概念検討結果[1]を基に、MA 回収建屋を追設する場合の影響評価を行った。MA 回収法として、現在開発中の新規溶媒を用いた溶媒抽出法と抽出クロマトグラフィを想定し、最新の知見に基づくプロセス設計と建屋配置検討（図 1）を行い、追加となる事業費（建屋建設費及び運転・保守費）を評価（図 2）した。

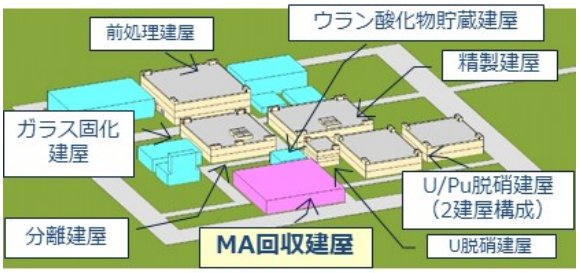


図 1　MA 回収建屋の追設イメージ

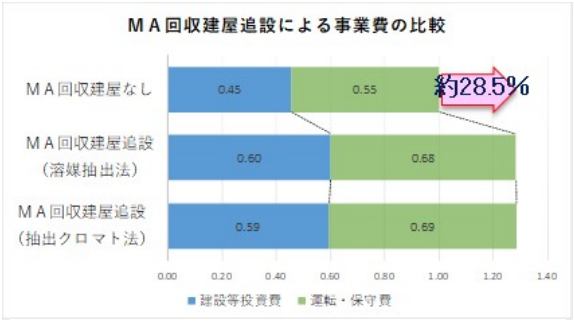


図 2　MA 回収建屋追設による事業費の比較

3. 結果及び考察

本検討の結果により、MOX 燃料再処理施設において、MA 回収技術を導入した場合、MA 回収建屋の追設に必要となる事業費は、追設しない再処理事業費の約 28.5%になることがわかった。MA 回収プロセスは、再処理施設本体で発生する高放射性廃液から、MA 製品溶液として MA 元素を回収し、その他の FP 成分は高放射性廃液として本体施設に戻しガラス固化する。この際得られる MA 製品溶液は、再処理施設本体から受け入れた高放射性廃液の約 25 倍、MA 回収により発生する高放射性廃液は約 60 倍の容量となる。このため、MA 製品溶液と高放射性廃液を濃縮するための設備及び、これらの設備から発生する中低レベルの廃液を処理するための専用設備が必要となり、内装設備費・建屋建設費を含む建設等投資費として本体建屋の約 33%に相当する費用が必要となる。また、設備容量の増大は、保守費の増大にも影響する上、運転に必要となる単価の高い抽出剤の使用量が多いため、運転費が高くなり、運転・保守費は本体施設の約 25%に相当する費用となった。以上のことから、MA 回収法については、今後、単価の安い抽出剤の選定や試薬使用量及び廃液発生量の削減が開発課題となることを明らかにした。

参考文献

[1]　日本原子力研究開発機構、“経済産業省受託事業　平成 27 年度　高速炉等技術開発　成果報告書,” 平成 28 年 3 月（2016）

※本報告は、経済産業省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の成果の一部です。

---

*Naoto Hayashi[1], Masayoshi Kamiya[1], Takeshi Takata[1] , Masayuki Takeuchi[1], Akira Sato[2] and Masashi Nishimura[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi Heavy Industries

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-3 Fuel Reprocessing

Thu. Sep 6, 2018 4:55 PM - 5:45 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:55 AM - 8:45 AM UTC | Room J A41 -A Building

[2J17-19] Separation Behavior of FPs

Chair:Tetsuya Kato(CRIEPI)

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

[2J17] Development of co-decontamination section on co-processing process

- Study on extraction behavior of Tc coexistent with Pu -

*Takehiko Sato[1], Atsunari Kudo[1], Masayuki Takeuchi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2J18] Recovery of LLFP from high-level liquid waste

(4)Investigation of new extractants for recovery of Zirconium

*Keisuke Morita[1], Hideya Suzuki[1], Tatsuro Matsumura[1], Yuya Takahashi[2], Takashi Omori[2], Masaaki Kaneko[2], Kazuhito Asano[2] (1. JAEA, 2. ToshibaESS)

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

[2J19] Fundamental study on separation of Pd(II) using thiourea type ligand by PNIPAAm

*Hiroki Yamazaki[1], Noriko Asanuma[1], Haruka Tateno[2], Takehiko Tsukahara[2] (1. Tokai University, 2. Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology)

5:40 PM - 5:45 PM JST | 8:40 AM - 8:45 AM UTC

Time reserved for Chair

コプロセッシング法共除染部の開発
－Pu 共存系における Tc 抽出挙動の研究－

Development of co-decontamination section on co-processing process

- Study on extraction behavior of Tc coexistent with Pu -

*佐藤　武彦[1]，工藤　淳也[1]，竹内　正行[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

コプロセッシング法は、PUREX 法を改良し、Pu を常に U を同伴させた状態で共回収を行う核拡散抵抗性の高いプロセスである。本プロセス共除染部における核分裂生成物の除染性能の向上を図るため、Pu 共存系での Tc の抽出挙動を試験により調査したので報告する。

キーワード：コプロセッシング，テクネチウム、プルトニウム、分配係数

1. 緒言；コプロセッシング法の開発として、これまでホットプロセス試験により分配部での U/Pu 共回収法の開発を行っており、遠心抽出器を用いたプロセスにより U/Pu 及び Np を共回収できる見通しを得ている[1]。現在、同プロセスの共除染部での核分裂生成物(FP)の除染性能の向上に向けた検討を進めており、共除染部で十分な除染性能を達成できれば、精製工程を削除し、全体プロセスの大幅な簡略化と発生廃液の低減が期待できる。今回、除染性能向上に向けた取り組みの一つとして、代表的な FP の一つである Tc について、Pu 共存系での抽出挙動を試験により調査したので報告する。

2. 試験；U、Pu 及び Tc を含む硝酸溶液に、30 vol.%TBP を体積比 1:1 で混合接触させた。相分離後、水相及び有機相中の各成分濃度を分析し、Tc の分配状況を調査した。濃度として、接触前の水相中 Pu 濃度を 0、約 10 及び約 20 g/L とし、酸濃度を 3～6 mol/L で変化させた。U 濃度は、接触後の有機相中の U+Pu 濃度が約 80 g/L となるように調整した。初期水相中の Tc 濃度は 3.3～23 mg/L であり、試験は室温で実施した。

3. 結果と考察；Pu 共存系での硝酸根濃度による Tc 分配係数の変化を図 1 にプロットで示す。Tc 分配係数は、試験を行った酸濃度の範囲では、硝酸根濃度が増加するにつれて低下する。また、共存する Pu 濃度が高いほど分配係数も増加する傾向にあるが、これは Pu 抽出錯体の配位子が Tc に置き換わるためと考えられる。既存の Tc 分配係数計算式[2]を用いて、試験結果のフィッティングにより改めて係数を求めた結果を図 1 に実線で示す。また、この改良式を以下に示す(*Tf* はフリー TBP 濃度を表す)。硝酸根濃度が低い領域ではまだ試験結果と計算結果にずれが見られるものの、Pu 共存による Tc 分配係数の変化傾向は改良式により比較的よく再現された。

$$D_{Tc} = exp\{-0.01155 + 0.4290Ln[H^+] + 1.795Ln[T_f]\}$$
$$+15.52\frac{1.000}{1.000+[H^+]}\cdot\frac{[U_{org}]}{[NO_3^-]} + 134.9\frac{1.000}{1.000+[H^+]}\cdot\frac{[Pu_{org}]}{[NO_3^-]}$$

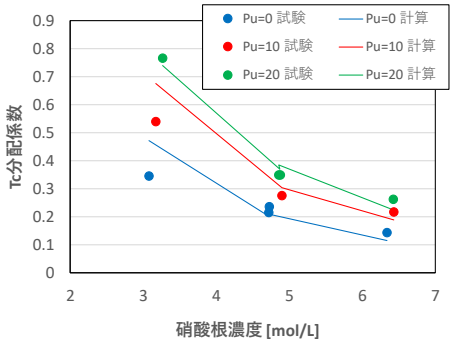


図1 Pu共存系でのTc分配係数の試験結果と計算結果

参考文献; [1] 工藤 他、日本原子力学会 2016 年秋の大会 1H11

[2] 内藤大志ら「抽出計算コード(MIXSET-X)」, JNC TN8400 99-005 (1999)

※本報告は、経済産業省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発」の成果の一部です。

---

*Takehiko Sato[1], Atsunari Kudo[1] and Masayuki Takeuchi[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

高レベル廃液からLLFP回収技術
(4)Zr回収のための新規抽出剤の検討

Recovery of LLFP from high-level liquid waste

(4)Investigation of new extractants for recovery of Zirconium

*森田 圭介[1]，鈴木 英哉[1]，松村 達郎[1]，髙橋 優也[2]，大森 孝[2]，金子 昌章[2]，浅野 和仁[2]

[1]原子力機構，[2]東芝エネルギーシステムズ

ImPACTプロジェクトでは、高レベル廃液から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。この中で、高レベル廃液からZrを回収するための新規抽出剤を見出したので、その抽出特性について報告する。

キーワード：高レベル廃液，ジルコニウム，溶媒抽出，ImPACT，長半減期核種

1. 緒言

ImPACT（Impulsing PAradigm Change through disruptive Technologies）の研究開発プロジェクトの核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化では、高レベル廃液中の長半減期核種を回収し、同位体分離や核変換等を適用、効率的な処分や産業利用を目指している。本研究の一環として、高レベル廃液からの長寿命核種であるPd、Se、Zr及びCsの分離回収プロセスの開発を行っている。この中で、我々はZrの分離回収プロセスに溶媒抽出法を採用し、今般、新規抽出剤として2-hydroxy-*N*,*N*-didodecylacetamide（HDDdAA、図１）を見出したので、その抽出特性及び利用可能性について検討を行った。

2. 試験方法

金属イオンを100 μg dm^{-3}含む3 mol dm^{-3}硝酸溶液を調製し、等体積の種々の濃度のHDDdAAを含むドデカン溶液とを混合し、振とうを行った。遠心分離後、有機相を分取し、逆抽出を行った。抽出後及び逆抽出後の水相を分取し、金属濃度を誘導結合プラズマ質量分析により測定した。分配比*D*は有機相中金属濃度を水相中金属濃度で除することで求めた。

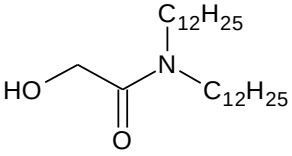


図１　HDDdAA の構造

3. 結果と考察

図２に高レベル廃液に含まれる金属イオンのHDDdAAによる抽出挙動を示す。HDDdAAはZr及びMoに高い選択性を示した。また、抽出されたZr及びMoについて、硫酸及び過酸化水素によって、それぞれZr及びMoが選択的に逆抽出された。これらのことから、抽出及び逆抽出を適切に組み合わせることにより、Zrを単離できる条件を見出した。今後、HDDdAAを用いた抽出系を模擬廃液に適用する予定である。

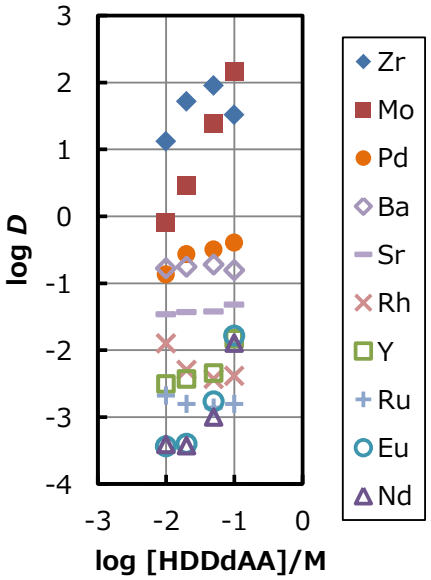


図２　分配比と抽出剤濃度との関係

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。

*Keisuke Morita[1], Hideya Suzuki[1], Tatsuro Matsumura[1], Yuya Takahashi[2], Takashi Omori[2], Masaaki Kaneko[2] and Kazuhito Asano[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

チオ尿素系配位子を用いた PNIPAAm による Pd(II)分離の基礎検討

Fundamental study on separation of Pd(II) using thiourea type ligand by PNIPAAm

*山崎 博貴[1]，浅沼 徳子[1]，舘野 春香[2]，塚原 剛彦[2]

[1] 東海大学，[2] 東工大・先導原子力研究所

PNIPAAm とチオ尿素系配位子を用いた、高レベル放射性廃液からの Pd(II)分離の基礎検討を行った。Pd(II)に対する配位子のモル比と吸着率の関係から、配位子による吸着特性の違いを考察した。

キーワード：ジフェニルチオ尿素，ジアルキルチオ尿素，HNO_3

1. 緒言

高レベル放射性廃液に含まれる Pd(II)はガラス固化プロセスを妨害する要因となり、これを分離する必要がある。Poly(*N*-isopropylacrylamide) (以下 PNIPAAm)には、下限臨界溶液温度(LCST=Lower Critical Solution Temperature)を境に親水性と疎水性が変化する性質がある。この性質により、LCST 以上に昇温すると PNIPAAm がゲル化するため、配位子と PNIPAAm との疎水性相互作用により、ゲルに Pd(II)-配位子の錯体を吸着分離することができる[1-3]。従って、Pd(II)に選択的な疎水性配位子を用いることで、温度変化のみで PNIPAAm による分離が可能となる。本研究では、Pd(II)との錯形成能を有する疎水性のチオ尿素誘導体として、ジフェニルチオ尿素、ジシクロヘキシルチオ尿素、ジヘキシルチオ尿素、ジオクチルチオ尿素を配位子に用いて、PNIPAAm による Pd(II)分離のための基礎検討を行った。

2. 実験

ウォータージャケット付きビーカーに、$Pd(NO_3)_2$ を溶かした 1M (M=mol/dm^3) HNO_3 溶液と PNIPAAm を入れ、15℃で撹拌した。PNIPAAm 溶解後、配位子を投入し 1 時間撹拌した。その後、50℃で溶液を 1 時間撹拌し PNIPAAm をゲル化させた。シリンジフィルターを介して溶液を回収し、溶液中の Pd(II)濃度を、原子吸光光度計を用いて測定した。

3. 結果及び考察

各配位子を用いた Pd(II)の吸着特性を図 1 に示す。吸着率は次式により求めた。

$$\text{吸着率}(\%)=\frac{[\mathrm{Pd(II)}]_0-[\mathrm{Pd(II)}]}{[\mathrm{Pd(II)}]_0}\times 100$$

$[Pd(II)]_0$: 初期 Pd(II)濃度

[Pd(II)]: ろ液の Pd(II)濃度

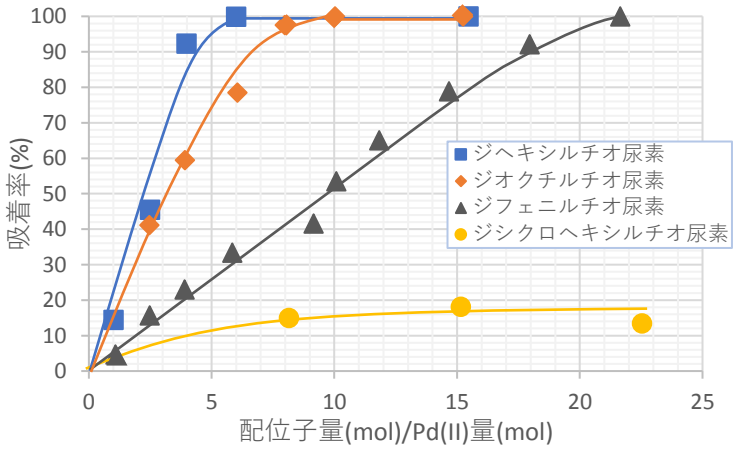


図 1 配位子量/Pd(II)量のモル比と吸着率の関係
($[Pd(II)]_0$=0.6mM, 1M HNO_3)

ジヘキシルチオ尿素を配位子に用いると、Pd(II)に対し 6 倍の配位子投入量でほぼ 100%の Pd(II)を吸着し、約 10 倍量を要するジオクチルチオ尿素よりも効率的な吸着特性を示した。一方、ジフェニルチオ尿素を用いると、Pd(II)分離のためには 20 倍以上の添加量を必要とし、ジシクロヘキシルチオ尿素では、完全回収には至らなかった。このことから、環状官能基を有する配位子よりも直鎖アルキル基型の方が吸着特性に優れ、その疎水性が吸着能に影響を及ぼすものと推察する。

参考文献

[1] 塚原 剛彦，特開 2016-138319，「金属元素の分離方法」2016 年 8 月 4 日, [2] H. Tateno, *et al.*, *Chem. Lett.*, **47**, 318 (2018). [3] K. C. Park, *et al.*, *React. Chem. Eng.*, **3**, 48 (2018).

---

*Hiroki Yamazaki[1], Noriko Asanuma[1], Haruka Tateno[2] and Takehiko Tsukahara[2]

[1] Tokai University, [2] Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Tokyo Institute of Technology

Oral presentation | V. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials：504-3 Fuel Reprocessing

Thu. Sep 6, 2018 5:45 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 8:45 AM - 9:30 AM UTC | Room J A41 -A Building

[2J20-22] Pyroprocessing

Chair:Tatsuro Matsumura(JAEA)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2J20] Material balance evaluation in electrorefining of nitride fuels for MA transmutation

*Haruka Tateno[1], Takumi Sato[1], Yasuhiro Tsubata[1], Hirokazu Hayashi[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2J21] Development of highly fiexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(4)Elucidation of solid phase formation behavior of U and Pu in Liquid Gallium Cathode

*kohei tada[1], Shinichi Kitawaki[1], Hirohide Kofuji[1], Tsuyoshi Murakami[2], Yoshiharu Sakamura[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

6:15 PM - 6:30 PM JST | 9:15 AM - 9:30 AM UTC

[2J22] Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(5) Fundamental studies on electrochemical recovery of rare earth elements for waste treatment in the pyrometallurgical reprocessing

*Masatoshi Iizuka[1], Tsuyoshi Murakami[1], Toshiyuki Nohira[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Kyoto University)

MA 核変換用窒化物燃料の溶融塩電解プロセスにおける物質収支評価

Material balance evaluation in electrorefining of nitride fuels for MA transmutation

*舘野　春香，佐藤　匠，津幡　靖宏，林　博和

原子力機構

マイナーアクチノイド（MA）核変換燃料サイクルにおける溶融塩電解精製を中心とした使用済窒化物燃料の乾式再処理プロセスについて物質収支計算を行い、MA 回収率及び回収 MA 中の希土類元素濃度の目標値（99.9%及び 5 wt%）を満たす処理条件等を評価した。

キーワード：窒化物燃料，乾式再処理，物質収支、電解精製、加速器駆動システム、分離変換

1. 緒言　原子力機構は、ウランを含まない窒化物燃料を用いた加速器駆動システム（ADS）によるマイナーアクチノイド（MA）核変換に関する研究開発を行っている。目標である MA 核変換率 99%を達成するには、核変換後の使用済燃料に残存する MA の 99.9%以上を分離回収し、再び燃料として使用する必要がある[1]。ここで ADS 炉心設計の観点から、燃料中に混入する希土類元素（RE）の重量は MA に対して 5%以下にしなければならない[2]。これらの目標値を満たす条件を検討するため、窒化物燃料の乾式再処理プロセスの物質収支評価を行った。

2. 再処理プロセス・計算条件　図 1 に金属燃料再処理プロセスを参考にして提案した、溶融塩電解精製を主工程とする窒化物燃料の再処理プロセス[3]を示す。本プロセスでは、電解精製工程において、液体 Cd 陰極でのアクチノイド（An）回収物中に含まれる RE 不純物濃度を低減させるため、塩浴中に蓄積していく RE を除去する塩再生工程を付加した。塩再生工程では、向流多段抽出により塩中の An を液体 Cd に抽出してから、塩中に残存する RE 等の核分裂生成物（FP）をゼオライト吸着によって除去する。ADS 1 基分の使用済燃料約 7800 kg（内、An 約 4200 kg）を電解槽 1 基（溶融塩 1000 kg、陰極用液体 Cd 200 kg）により 200 日間で処理する条件で物質収支計算を行った。使用済燃料組成は、RE を含む（RE/MA = 5 wt%）燃料を使用後 1.75 年冷却した場合の計算値[2]を用いた。電解精製及び向流多段抽出における分離係数、ゼオライトへの吸着率等は、文献値[4]を用いた。

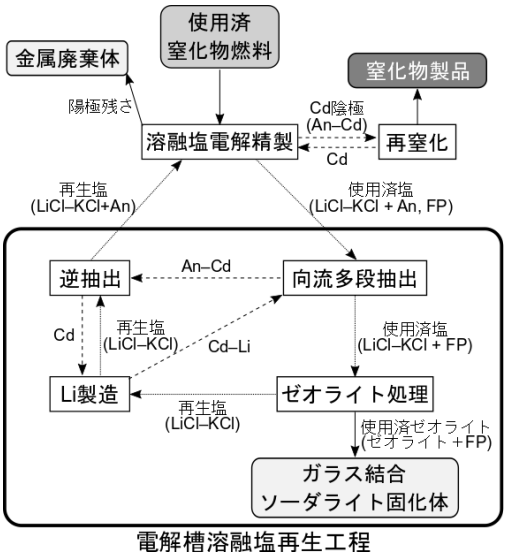


図 1. 窒化物燃料再処理プロセスの概略図

3. 結果・考察　溶融塩再生工程の向流抽出段数を変化させ、MA 回収率 99.9%、回収物中 RE 濃度（RE/MA）5 wt%の条件を満たす、塩再生工程での処理条件を導出した（表 1）。向流抽出の段数を増やすことにより、塩処理量及び Li 還元剤量を少なくできることを明らかにした。向流抽出段数を 4 段以上へ変更した場合の処理条件の変化は小さく、これに伴う廃棄物量低減の効果も小さいと考えられる。

表 1. 目標値となる場合の塩再生工程における処理条件

向流抽出段数	塩処理量（kg/日）	Li還元剤（kg/日）
2段	31	0.238
3段	22	0.138
4段	20	0.118
5段	19	0.112

参考文献 [1] H. Hayashi *et al.*, Proc. 13th OECD/NEA IEMPT, 370–377 (2015). [2] T. Sugawara *et al.*, Ann. Nucl. Energy, 111, 449–459 (2018). [3] T. Satoh *et al.*, Proc. 11th OECD/NEA IEMPT, Internet (2012). [4] M. Kurata *et al.*, J. Nucl. Mater., 227, 110–121 (1995); T. Tsukada & K. Takahashi, Nucl. Technol., 162, 229–243 (2008).

*Haruka Tateno, Takumi Sato, Yasuhiro Tsubata and Hirokazu Hayashi

Japan Atomic Energy Agency

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発
(4)液体 Ga 電極中の U 及び Pu 固相析出挙動解明

Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(4) Elucidation of solid phase formation behavior of U and Pu in Liquid Gallium Cathode

*多田　康平[1]，北脇　慎一[1]，小藤　博英[1]，坂村　義晴[2]，村上　毅[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]電力中央研究所

液体 Ga を陰極として用いた電解試験を行い、U 及び Pu を液体 Ga 中に飽和溶解度以上に析出させた場合の析出状態を SEM/EDX を用いて調べた。分析の結果、Pu を多く含んだ 1μm 程度の粒子状の析出相が Ga 中に分散していることがわかった。

キーワード：乾式再処理，電解回収，液体電極

1. 緒言

アクチニド(An)分離・変換シナリオにおいては、核変換システムに応じて様々な組成、化学形や燃焼度の燃料が想定されている。このような燃料からの An 回収法を確立し、将来起こりうる社会状況の変化にも柔軟に対応するために、乾式再処理技術を取り入れた分離技術を研究している。電解精製の陰極材料として従来使用してきたカドミウム(Cd)を用いた An の回収方法では、希土類元素の一部も回収されることから、希土類/An の比率が高い原料から回収し高濃度 MA 含有金属燃料を製造する場合、燃料－被覆管化学的相互作用(FCCI)による被覆管損傷等が懸念される。そこで、希土類元素の除染性能を大幅に向上させるべく、液体ガリウム(Ga)を利用した革新的な MA 回収方法を提案してきた[1]。液体 Ga への U 及び Pu の飽和溶解度は、液体 Cd へのものと比較すると小さく[2]、飽和溶解度以上に回収された U 及び Pu が Ga 中で固相を形成し、An 回収プロセスへ影響する可能性がある。そこで、本研究では、液体 Ga へ U 及び Pu を飽和溶解度以上に析出させた電極を観察し、固相析出状態を調べ、電解による回収への影響を検討した。

2. 実験

電解試験は、陽極として Cd-Li 合金(約 10g)、陰極として液体 Ga(約 12g)、参照電極として Ag/AgCl 電極を用い、高純度 Ar 雰囲気下で実施した。U(0.92wt%)若しくは Pu(0.54wt%)を含む LiCl-KCl 共晶塩(約 150g)をアルミナ製の坩堝(外径 60×内径 50×高さ 100mm)内にて 500℃で溶融し、5～20mA の定電流電解を実施した。電解試験後、液体 Ga 電極の一部を採取し、溶液化後に ICP-AES(ICPS-7500 : Shimadzu)による元素分析、及び Ga 電極断面の SEM/EDX(Mighty-8DX : テクネックス工房)による点分析を実施した。

3. 結論

元素分析の結果、Ga 電極中の U 及び Pu の濃度は、それぞれ 0.10～0.20wt%、0.48～1.01wt%であった。SEM/EDX 分析の結果、Pu を回収した試料(0.48wt%)では、図 1 に示す通り、バルク相中に 1μm 程度の相が観察された。この相の点分析では、Pu のピークが検出され、Pu 及び Ga の強度比から $PuGa_6$ の固相の析出が示唆された。また、図 1 の SEM 像から、点分析を実施した固相と同様の組成であると考えられる相が多数分布していることが分かる。以上のことから、固相が液体 Ga 電極内部に多数分散して存在していることが明らかとなり、今回の試験条件では An の電解による回収を阻害する可能性はないと考えられる。

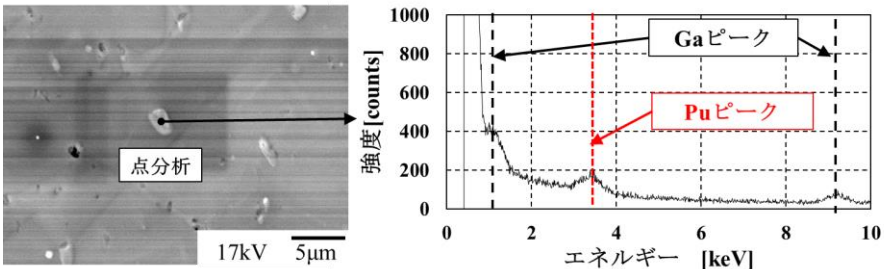


図 1　Pu 含有液体 Ga 電極分析結果(左：SEM 像、右：EDX スペクトル)

参考文献

[1] 飯塚政利ら「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」日本原子力学会 2017 年秋の年会予稿集 3H07(2017)

[2] T.Murakami et al., J. Nucl. Radiochem. Sci., 16, 5-10 (2016).

※本件は文部科学省原子力システム研究開発事業「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」の成果である。

*Kohei Tada[1], Shinichi Kitawaki[1], Hirohide Kofuji[1], Yoshiharu Sakamura[2], Tsuyoshi Murakami[2]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Central Research Institute of Electric Power Industry.

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発
(5) 乾式再処理における廃棄物処理のための希土類元素電解回収に関する基礎検討

Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide
(5) Fundamental studies on electrochemical recovery of rare earth elements
for waste treatment in the pyrometallurgical reprocessing

*飯塚 政利[1], 村上 毅[1], 野平 俊之[2]
[1]電力中央研究所, [2]京都大学

乾式再処理における使用済塩化物からの FP 元素回収技術の開発を目的として、723 K の溶融塩化物中において液体 Ga 中溶解度を超える量の希土類元素（Ce, Na）を回収する際の析出挙動を調べた。

キーワード：金属燃料高速炉、乾式再処理、MA 核変換、廃棄物処理、電解回収、液体電極

1. 背景と目的

高速炉燃料サイクルに金属燃料－乾式再処理技術を取り込むことにより、幅広い高速炉導入／Pu 需給シナリオに柔軟に対応しつつ、廃棄物有害度低減効果を最大化する MA 回収・核変換システムを構築するための研究開発を進めている。乾式再処理における使用済塩化物処理に関しては、液体 Ga 金属中に FP 元素を回収し酸化物に転換してガラス中に含有させることによる高レベル廃棄物固化体発生量の抑制、およびヨウ素の分離回収を狙っている。本研究では、工学規模液体 Ga 電極の設計および運転条件の設定に向けて、液体 Ga 中への溶解度を超える量の希土類元素（Ce, Na）を回収する際の析出挙動の把握を目的とした。

2. 試験方法

共融組成の LiCl-KCl（58.8：41.2 in mol%）に $CeCl_3$、$NdCl_3$ を加えた 723 K の溶融塩化物中で電気化学測定および液体 Ga 電極を用いて電位あるいは電流値をパラメータとする電解試験を実施した。使用した塩化物量は 100～170 g 程度、Ga 電極は内径 9 mm のアルミナるつぼに 1～4 g 程度の Ga 金属を装荷して直径 1 mm の Ta 線でリードを取ったものである。

3. 結果と考察

Ce、Nd のいずれも液体 Ga 電極表面に Ga との金属間化合物からなる固相膜を形成することがわかった（図 1）。電解中の電流／電位変化はこれらの固相が Ce、Nd 回収量が Ga 中飽和量に達する前に生成し始めたことを示唆しており、電解による析出速度に対して液体 Ga 電極表面からバルクへの拡散速度が低いことが推察された。Ce, Nd 共存系における試験でも Ga 電極表面に同様の固相膜が生成した。予測に反して、ほぼ一定の通電量に対して電解電流密度が高いほど固相膜形成厚さは小さく、Ga バルク中に回収される希土類量割合は高くなる傾向が見られた（図 2）。液体 Ga 相中および固相膜中における Nd/Ce 間の分離係数は、低電流密度においては過去の分配平衡測定の結果[1]と概ね一致したが、高電流密度では溶融塩中におけるこれらの元素濃度比に近づく傾向を示し、分配挙動が電解条件に依存することが推測された。

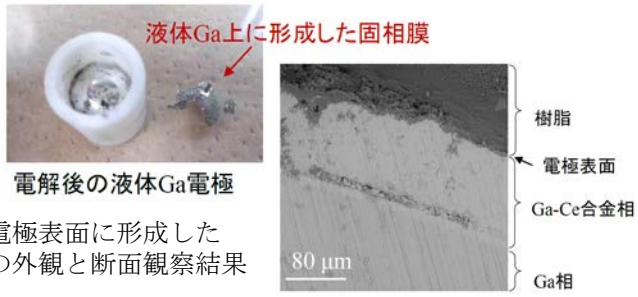


図1 液体Ga電極表面に形成した固相膜の外観と断面観察結果

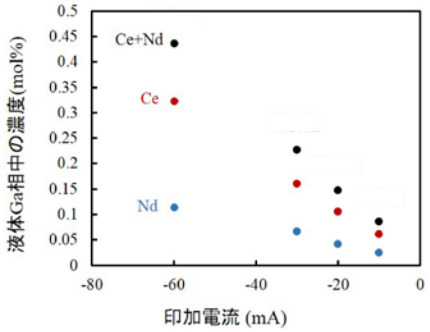


図2 液体Gaバルク中に回収されたCeおよびNd濃度と電解電流との関係

[1] T. Murakami et al., *J. Nucl. Radiochem. Sci.*, 16, 5-10 (2016).

※本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」の成果である。

*Masatoshi Iizuka[1], Tsuyoshi Murakami[1], Toshiyuki Nohira[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Kyoto University.

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

Thu. Sep 6, 2018 9:30 AM - 10:35 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 12:30 AM - 1:35 AM UTC | Room K B41 -B Building

[2K01-04] Radiation Manegement and Protection 1

Chair:Jun Hirouchi(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2K01] Study on an application of Powered Air Purifying Respirator (PAPR) half mask to α-ray radiation management at a MOX fuel facility

*Ken Tamura[1], Nobuhiro Hatanaka[1], Shuji Nemoto[1], Yasuhisa Kimura[1], Hiroshi Hirano[1], Takashi Kawasaki[1] (1. JAEA)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2K02] Introducing the Remote Monitoring System for Reducing workers radiation exposure

*Chisato Omata[1], Yutaka Suzuki[1], Hiroshi Shinada[1], Hideo Kiyooka[1], Toshiyuki Hayashida[1] (1. TEPCO)

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

[2K03] Production and Performance Evaluation of Geopolymer Container using Radioactive Incineration Ash

*Masanori Tokiyoshi[1], Yuji Ijiri[1], Masahiro Taniguchi[1], Eiji Owaki[1], Haruo Nagamine[1], Kyohei Nishiyama[1], Shinobu Hashimoto[2], Toshiaki Ogasawara[3], Hanichi Nishiyama[4] (1. TAISEI CORPORATION, 2. Nagoya Institute of Technology, 3. Tokai Technical Center, 4. Yanaisoken Corporation)

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

[2K04] Safety Evaluation for Geopolymer Solidification of Radioactive Ash derived from Waste Incinerator in Fukushima

*Masahiro Taniguchi[1], Haruo Nagamine[1], Masanori Tokiyoshi[1], Kyohei Nishiyama[1] (1. TAISEI CORPORATION)

10:30 AM - 10:35 AM JST | 1:30 AM - 1:35 AM UTC

Time reserved for Chair

MOX 燃料施設における電動ファン式半面マスクのα線管理への適用化検討

Study on an application of Powered Air Purifying Respirator (PAPR) half mask to α-ray radiation management at a MOX fuel facility

*田村 健[1]，畑中 延浩[1]，根本 修直[1]，木村 泰久[1]，平野 宏志[1]，川崎 位[1]
[1]日本原子力研究開発機構

電動ファン式半面マスクを MOX 燃料施設に導入するにあたって、ろ過材表面のα核種に対する表面汚染検査を適切に実施できるようろ過材にプレフィルタを装着する方法について検討を行った。

キーワード：放射線防護，放射線管理，呼吸保護具，α線，汚染検査，MOX 燃料施設

1. 緒言

現在、市販されている電動ファン式半面マスクは、放射性微粒子に対する呼吸保護具としての防護性能には問題がないものの、ろ過材の構造上、α線用サーベイメータを用いた直接測定法によりろ過材の表面汚染検査を確実に行うことは困難であり、放射性微粒子の吸入摂取が疑われる場合の確認に支障をきたす可能性があるなどの課題があった。

そこで、ろ過材表面のα核種に対する表面汚染検査ができるよう汚染検知用プレフィルタ及び取付けアタッチメントを検討した。

2. 方法

市販されている電動ファン式半面マスク（興研製 BL-351HX）に対応するプレフィルタ及び取付けアタッチメントを検討した。プレフィルタについては、寸法や粗さの異なる市販品を用いて捕集効率試験を行った。試験は、空気サンプラにプレフィルタを取付け、一定時間の空気捕集後（30 分間、流量 : 100L/min）、同一場所で同時に空気捕集を行ったろ紙（HE-40T（捕集効率 99.7%以上））とプレフィルタ表面をα線用サーベイメータ（TCS-231）で測定し、ろ紙（HE-40T）の放射能強度〔Bq〕に対するプレフィルタ表面の放射能強度〔Bq〕の割合を捕集効率の指標（以下、「捕集効率」と記す。）として求めた。取付けアタッチメントについては、寸法や材質を変えて捕集効率試験を行い、捕集効率が高いものを検討した。

3. 結果

市販プレフィルタを用いた捕集効率試験の結果、最も捕集効率が高く、ろ過材表面を完全に覆うことができる重松製 ペイントメイト LL を選定した。取付けアタッチメントについては、選定したプレフィルタをろ過材に装着した時にプレフィルタ表面における捕集効率が最大（約 80%）となり、また、テープ固定と比較しプレフィルタの付け外しが容易なシリコン製を選定した。

4. 結言

選定したプレフィルタ及び取付けアタッチメントを用いることによりろ過材表面のα核種に対する表面汚染検査を適切に行うことが可能となった。

これにより、MOX 燃料施設におけるα線管理に電動ファン式半面マスクを適用することが可能である。

また、プレフィルタを使用することで、ろ過材自体の汚れや目詰まりを防ぐこともでき、また、電動ファン式半面マスクのろ過材に比べ安価であるため、コスト削減にも効果的である。

図．電動ファン式半面マスク（α線管理への適用化）

*Ken Tamura[1], Nobuhiro Hatanaka[1], Shuji Nemoto[1], Yasuhisa Kimura[1], Hiroshi Hirano[1],and Takashi Kawasaki[1]
[1]JAEA

作業員の被ばく低減を目的とした遠隔監視システムの導入

Introducing the Remote Monitoring System for reducing workers radiation exposure

*小俣　知里[1]，鈴木　由崇[1]，品田　博[1]，清岡　英男[1]，林田 敏幸[1]，高平史郎[1]，牧平淳智[1]
[1]東京電力ホールディングス

福島第一原子力発電所（以下、1F）の廃炉作業に際して、作業員の放射線被ばくを合理的に達成可能な限り低減することは放射線管理上の目下の課題である。1F では、被ばくリスクの低減対策のうちの工学的対策の一環として、作業場の放射線環境や作業状況を遠隔で監視できるシステムを導入した。

キーワード：放射線防護，放射線管理，ALARA

1. はじめに

1F では、計画総被ばく線量が 500 人・mSv を超える高線量作業が実施されており、被ばく低減効果の高い対策を立案、実行する必要がある。ここではその一環として導入した遠隔監視システム（以下、RRD：Radiological Rapid Deployment）について報告する。

2. 高線量作業における RRD の導入

RRD は主に個人線量計（以下、APD)、カメラ、および通話装置の 3 つの機能からなる。

APD　　：γ線を測定。指示値はベースステーションに伝送される。

カメラ　：現場の計器および作業の様子を撮影。映像はベースステーションへ伝送される。

通話装置：作業員と指揮者間が音声通信する。

台数が限られていることなどから、下記の条件に合致する作業において特に有効であると判断し、導入することとした。

① 高線量作業のため時間管理が必要であること。
② 必ず作業員が直接関与する必要があること。
③ RRD の設置によって得られる被ばく低減効果が、RRD の設置に伴う被ばくに対して十分に大きいこと。

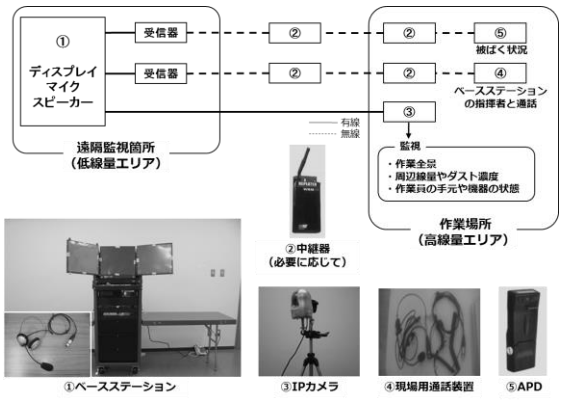


図 1　RRD 概略図

3. 評価および今後の展望

上記の条件を満たす作業の一例として、3 号 PCV 内部調査を挙げる。本作業の空間線量当量率は 6～25 mSv/h と高く、作業後の総被ばく線量は 154.2 人・mSv であった。RRD の導入によって低減できた被ばく線量は 73.4 mSv と評価し、約 30%の低減効果が確認された。被ばく線量を低減できた主な要因として、線量確認のための作業中断がなくなり作業効率が向上したことや、カメラ監視によって放射線管理員等の現場滞在時間が削減できたことなどがあげられる。

現在 1F では PCV 内部調査などの高線量作業が計画されており、今後は同様のシステムを増設、改良し、これらの作業に対して展開していく。

---

*Chisato Omata[1], Yutaka Suzuki[1], Hiroshi Shinada[1], Hideo Kiyooka[1], Toshiyuki Hayashida[1], Shiro Takahira[1] and Atsutoshi Makihira[1]

[1]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

放射性焼却灰を用いたジオポリマー容器の製作と性能評価

Production and Performance Evaluation of Geopolymer Container using Radioactive Incineration Ash

*時吉 正憲[1]，井尻 裕二[1]，谷口 雅弘[1]，大脇 英司[1]，長峰 春夫[1]，西山 恭平[1]，
橋本 忍[2]，小笠原 利明[3]，西山 半一[4]
[1]大成建設，[2]名古屋工業大学，[3]東海技術センター，[4]矢内総建

除染廃棄物は中間貯蔵開始後 30 年以内の最終処分を見据え，その再生利用が求められている。廃棄物のうち放射性焼却灰の再生利用には，放射性セシウムの不溶化や用途に応じた性能が求められる。ここでは，ジオポリマー固化技術に着目し，焼却灰の特性を活かした貯蔵容器の製作方法と性能について報告する。

キーワード：中間貯蔵，放射性焼却灰，ジオポリマー，貯蔵容器

1. 緒言

福島県内では，可燃性除染廃棄物を焼却した放射性の飛灰と主灰（以下，放射性焼却灰と称す）が約 155 万 m^3 発生するとされており，再生利用による貯蔵量の縮減が求められている。そこで，放射性セシウムの不溶化特性に優れたジオポリマー固化により放射性焼却灰用の貯蔵容器製作を試みた。焼却灰の固化や不溶化に最適な配合を求め，必要な強度を発現する配合にて容量 $1m^3$ の貯蔵容器を製作して性能を評価した。

2. 配合の選定

ジオポリマーを構成する活性フィラーとして焼却灰が有効であることを確認するため，3 種類の福島県の放射性焼却灰を準備した。また，その他の活性フィラーやアルカリ活性剤として，フライアッシュ（JIS Ⅱ種），水酸化ナトリウム顆粒（純度 98.5%），珪酸ソーダ（JIS 2 号）等を用いた。種々の配合で圧縮強度試験を行い，目標強度に達する配合を定めた。この配合物について溶出試験（JIS K 0058-1 に準拠）を行い，放射性セシウムの溶出量を測定した。

3. 容器の製作と性能評価

通常の鉄筋コンクリート製容器と同様の手順で製作することとし，製作性を検証した。放射性焼却灰を用いたジオポリマーは施工性を考慮し，室温で固化する配合（放射性焼却灰を約 6%混入）を選定した。配筋した型枠内に充填し，容量 $1m^3$，厚さ 15cm の貯蔵容器が良好に製作できることを確認した（図 1）。製作した容器の表面線量率は 0.17μSv/h であった。また，遮蔽性能を確認するため容器内に線源を設置し，容器内外の表面線量率を測定した。その結果，容器による線源の線量低減率は約 90%となった。なお，溶出試験の結果，採用した配合物の放射性セシウムの含有量に対する溶出率は約 0.3%であった。

図 1　製作した貯蔵容器

4. 結言

放射性焼却灰を貯蔵容器として再生利用できた。また，別途，加温養生により放射性焼却灰を約 30%に増やしても良好な固化特性が得られることを確認しており，品質やコスト，生産効率を踏まえた最適化により，更に放射性焼却灰の使用量を増やした二次製品の製作が可能と考える。なお，本報告は中間貯蔵・環境安全事業(株)の公募「平成 29 年度除染土壌等の減容等技術実証事業」にて実施した成果の一部である。

---

*Masanori Tokiyoshi[1], Yuji Ijiri[1], Masahiro Taniguchi[1], Eiji Owaki[1], Haruo Nagamine[1], Kyohei Nishiyama[1],
Shinobu Hashimoto[2], Toshiaki Ogasawara[3], Hanichi Nishiyama[4]
[1]TAISEI CORPORATION, [2]Nagoya Institute of Technology, [3]Tokai Technical Center, [4]Yanaisoken Corporation

放射性焼却灰のジオポリマー固化施設における安全性の検討

Safety Evaluation for Geopolymer Solidification Plant of Radioactive Ash derived from Waste Incinerator in Fukushima

*谷口雅弘[1]，長峰春夫[1]，時吉正憲[1]，西山恭平[1]
[1]大成建設株式会社

ジオポリマー固化法は、セメント固化法と比較して放射性セシウムの溶出が少なく、貯蔵量の縮減が求められている焼却灰を活性フィラーとして再生利用できる有望な方法である。ここでは、福島県の放射性焼却灰のジオポリマー固化により貯蔵容器を製造する施設を想定して、その安全性について報告する。

キーワード：ジオポリマー、放射性焼却灰、固化体、放射線影響、被ばく影響

1. 緒言

貯蔵容器を製造する際には、周囲に施設の安全性を照査するため、施設周辺への放射線影響と作業員の被ばく線量の算定を実施した。

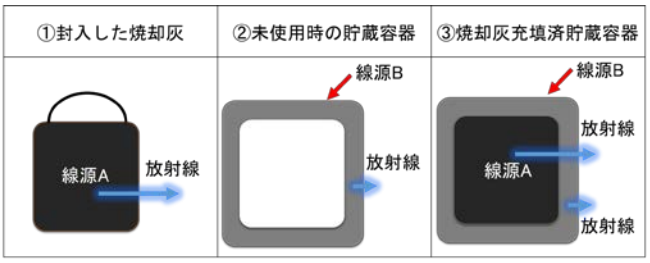
2. 検討条件

本検討における諸条件および放射性焼却灰による放射線源の形態を下表に示す。ここで、貯蔵容器製造に使用した放射性焼却灰は安全側に100,000Bq/kgとした。容器製造時には放射性焼却灰を30wt%混入した。

表 1　本検討における諸条件

分類	条件設定項目	単位	数量
放射性焼却灰	線源A：放射能濃度(Cs-137)	Bq/kg	100,000
貯蔵容器	容量	m^3	1
	厚さ	cm	15
	焼却灰混入率	wt%	30
	焼却灰投入重量	kg/個	682
	線源B：放射能濃度(Cs-137)	Bq/kg	30,000
製造施設	1日の容器製造数	個	10
	1日の操業時間	時間	8
	年間稼働日数	日	300
	焼却灰仮置き量	日分	3

表 2　主な放射線源の形態



線源A：放射性焼却灰
線源B：貯蔵容器（放射性焼却灰混入）

3. 施設周辺への放射線影響の算定

焼却灰（大型土のう袋に封入）、ジオポリマースラリー、製造した貯蔵容器（未使用時）および焼却灰充填済貯蔵容器の 4 種の線源形態の内、焼却灰の表面線量率が最も高い 16 μSv/h であった。算定の結果、当該施設から敷地境界（線源体から最短 5m）へ及ぼす最大年間線量は 32 μSv/y となり、原子力発電所の敷地境界の線量目標値である 50 μSv/y を下回った。

4. 作業員の被ばく線量の算定

貯蔵容器製造における様々な作業形態に対して条件を設定し、空間線量率と作業員の外部被ばく線量を算定した。その結果、作業員の被ばく線量は、大型土のう袋封入の焼却灰を取り扱う作業形態が最も高い 4.2 mSv/y となり、年間線量限度 50 mSv/y を下回った。

5. 結言

本検討では、放射性焼却灰を再生利用するジオポリマー固化施設において安全性が確認された。但し、実際に当該施設を設計する際は、放射性物質の濃度を考慮することが重要である。本発表には、中間貯蔵・環境安全事業株式会社の平成 29 年度除染土壌等の減容等技術実証事業「ジオポリマー法による汚染材のコンクリート系遮蔽材等への有効活用法の実証」の成果を含む。

---

*Masahiro Taniguchi[1]、Haruo Nagamine[1]、Masanori Tokiyoshi[1]、 Kyohei Nishiyama[1]
1.TAISEI CORPORATION

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

Thu. Sep 6, 2018 10:35 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 1:35 AM - 3:00 AM UTC | Room K B41 -B Building

[2K05-09] Radiation Manegement and Protection 2

Chair:Haruyasu Nagai(JAEA)

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

[2K05] Surface area dependence of wall-out rate of radon decay products in indoor air

*Amin Kawahara[1], Jun Moriizumi[1], Yousuke Sato[1], Hiromi Yamazawa[1] (1. Nagoya Univ.)

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

[2K06] Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering
(4) Investigation of penetration rate with a test chamber

*Shigeru Kimoto[1], Yoshiro Sadatani[1], Minoru Yoneda[1], Yasuto Matsui[1], Jun Hirouchi[2] (1. Kyoto University, 2. JAEA)

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

[2K07] Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering
(5) Investigation of deposition rate in real houses

*Jun Hirouchi[1], Shogo Takahara[1], Hiroshi Komagamine[2], Masahiro Munakata[1], Shigeru Kimoto[3], Minoru Yoneda[3], Yasuto Matsui[3] (1. JAEA, 2. Dainichi Machine and Engineering Co., Ltd., 3. Kyoto Univ.)

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

[2K08] Estimation of Leakage Dose around Therapy Facilities using Gantry Type Liniac by Monte Carlo Method (2)

*Yoshihiro Ogawa[1], Shigemi Ogawa[2], Ryotaro Yahagi[2] (1. Faculty of Applied SOciology, Kindai University, 2. Accuray Japan K.K.)

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

[2K09] Soil decontamination using cesium-free mineralization with alkaline chloride: Cs removal processes depending on valence of cations in reactants

*Iwao Shimoyama Shimoyama[1], Toshihiro Kogure[2], Taiga Okumura[2], Yuji Baba[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. The university of Tokyo)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

室内空気中ラドン壊変生成物の沈着除去の壁面表面積への依存性

Surface Area Dependence of Wall-out Rate of Radon Decay Products in Indoor Air

*河原　亜民[1]，森泉　純[1]，山澤　弘実[1]，佐藤　陽祐[1]

[1]名古屋大学　工学研究科

室内表面積・容積比（S/V 比）の違いがエアロゾルや ^{218}Po の沈着速度に与える影響の評価を目的とする。実験室のブース内での ^{222}Rn、^{218}Po 濃度、及びエアロゾル濃度の時間変動を測定し、解析モデルを用いて ^{218}Po の沈着速度と S/V 比の関係を評価した。

キーワード： ^{218}Po，エアロゾル，沈着速度，　S/V 比

1. 緒言

屋内の放射性エアロゾルの動態の把握はラドン壊変生成物による内部被ばく線量のより詳細な評価に繋がる。実験室での ^{218}Po とエアロゾル濃度の減少速度はS/V比に依存する可能性があるという指摘をうけ[1]、実環境よりも濃度変動要因を制限した実験ブース内での減少速度と S/V 比との関係を検討した。

2. 実験方法

換気を抑制しエアロゾル発生のない、非帯電性のフィルム製直方体ブース(2 m×2 m×2.2 m)内に高濃度ラドン雰囲気を作り密閉して、^{222}Rn、^{218}Po、及びエアロゾル(直径 0.3～0.5μm)濃度の経時変化を、それぞれ 1 時間、15 分、10 分ごとに 40 時間程度測定した。ブースと同じ材質の長さ 2m、幅 5cm のフィンあり（実験 F）とフィンなし（実験 N）の S/V 比の異なる 2 条件で実験を行った。フィンはブース内空間中にわたって均等に列間 50cm 程度、同列のフィン間 5cm 程度の間隔で 4 列、床に対して垂直に 80 本とりつけた。実験 F の S/V 比は実験 N の 1.7 倍である。

3. ^{218}Po 濃度変動モデルによる解析結果

ブース内の ^{218}Po 濃度は付着、非付着成分濃度の和であると考え、各成分の個数を生成及び除去過程を考慮し以下の式で表した[2]。

$$\frac{dN_a}{dt} = aN_n - r_a N_a \qquad \frac{dN_n}{dt} = \lambda_{Rn} N_{Rn} - r_n N_n$$

^{222}Rn、エアロゾル濃度の実測値を入力し、^{218}Po 実測値と計算値が最も一致する r_d'（非付着成分の沈着除去速度係数）と a（非付着成分のエアロゾル粒子への付着速度係数）を決定した。（t：時間、N：原子数、λ_{Rn}：^{222}Rn 壊変定数、r：壊変や沈着等による除去速度係数、添え字 n、a：非付着成分、付着成分）

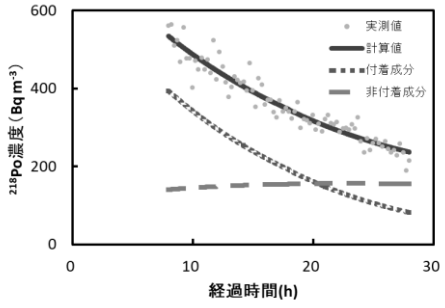


図 1：^{218}Po 濃度実測値とモデル計算結果（実験 F）

実験 F では実験 N よりもエアロゾルおよび ^{218}Po 濃度の減少速度が大きかった。S/V 比の増加が沈着を促進させる可能性がある。r_d'と a は S/V 比による有意な差が見られなかった。実験解析の精度向上の必要がある。

参考文献

[1] 徐洋；室内の放射性及び非放射性エアロゾル生成・除去過程の定量的評価，日本原子力学会秋の大会（八戸市）(2013)

[2] Yajima et al.; *Radiation Protection Dosimetry* **167**. 130-134 (2015)

*Amin Kawahara[1], Jun Moriizumi[1], Hiromi Yamazawa[1] and Yosuke Sato[1]

[1]Nagoya Univ.

屋内退避による内部被ばくの低減効果の調査　(4) チャンバーでの浸透率の調査

Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering
(4) Investigation of penetration factor with a test chamber

*木本 成[1], 佐田谷 典郎[1], 米田 稔[1], 松井 康人[1], 廣内 淳[2]
[1]京都大学, [2]原子力機構

屋内退避による内部被ばくの低減効果は多くの因子に影響される。家屋内への放射性物質の侵入割合(浸透率)は被ばく低減係数に大きな影響を与えるものの、低減効果を評価する目的で日本の代表的な家屋で浸透率を実測した例はない。本研究では、基礎データ取得のためテストチャンバーを製作し、室内外の模擬空間内のエアロゾル濃度を連続測定することで粒子状物質の家屋内への浸透率を導出した。

キーワード：屋内退避, 吸入被ばく, 浸透率

1. 緒言　原子力災害時の公衆に対する被ばく低減措置の一つとして、屋内退避が挙げられる。屋内退避による内部被ばくに対する低減効果の定量的評価はほとんど行われていない。この原因の一つとして、屋内退避による内部被ばくに対する低減効果は様々な変動因子に左右されていることが挙げられる。粒子状物質を対象とする場合、低減効果に最も影響を与える因子は浸透率である。アメリカで浸透率を求めた実験[1]はあるものの、その値を日本家屋にそのまま適用できるかのエビデンスはなく、求められた浸透率の不確かさが大きい。そのため、日本家屋での浸透率の変動幅を導出することを目的とした、実家屋で粒子状物質の浸透率の測定[2]が行われた。本研究では、テストチャンバーを用いた浸透率の測定を行い、実家屋調査結果[2]と比較した。

2. 実験概要　屋外と屋内を模擬したチャンバーを作製し、実験を行った。屋外ー屋内間に窓試験体を設置した。浸透率を導出する際に必要な自然換気率を導出するために、排気で粒子を除去した屋内側に CO_2 を 5000ppm 以下となるよう散布した。試験粒子は屋外側に充填し、換気はチャンバー下流の吸引ポンプにて一定流量を引き制御した。屋内外の温度・湿度は Galltech 社製の KPC2/5、CO_2 濃度は SenseAir 社製の CO_2 Engine K30-FR、室内外のエアロゾル濃度は TSI 社製のオプティカルパーティクルサイザー MODEL3330 を用いて測定した。

3. 解析方法　室内外の物質の交換は以下の式で表される。

$$\frac{dC_I}{dt} = P\lambda_e C_O - (\lambda_e + \lambda_d)C_I$$

ここで、C_I は室内の粒子状物質濃度、C_O は室外の粒子状物質濃度、P は浸透率、λ_e は自然換気率、λ_d は室内での沈着率（別途、沈着率測定により取得）である。自然換気率 λ_e は CO_2 濃度が指数関数的に減少する部分で指数フィッティングすることにより求めた。エアロゾルの浸透率 P と沈着率 λ_d は、CO_2 で求めた自然換気率 λ_e を用いて、換気開始後の粒子状物質の濃度変化部分で上式を用いてフィッティングすることにより求めた。

4. 解析結果　浸透率と自然換気率の関係を図に示す。自然換気率が 1 h^{-1} 以下、粒径 0.4 (0.3)、1 μm の粒子では、浸透率は概ね 0.5–1 の値をとり、粒径依存性は見られなかった。この結果は、日本の実家屋実験結果[2]と同等だった。自然換気率が小さくなるに従い、浸透率が下がる傾向である。この結果より、浸透率に影響を与える因子として自然換気率が挙げられることが再確認された。本実験で導出した浸透率は、昨年度の実家屋での浸透率と同等の値であり、上述した自然換気率と浸透率の関係性に実家屋-テストチャンバー間の違いは見られなかった。テストチャンバーの結果を実家屋へ適用できる可能性があることが示された。

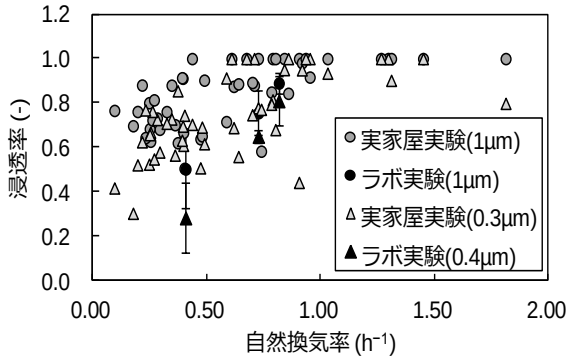


図　自然換気率と浸透率の関係

参考文献

[1] Thatcher et al., Aerosol Sci. Technol., 37, 275–288 (2003). [2] 廣内ら, 原子力学会 2017 年　秋の年会 2Q09.

本研究は平成 28, 29 年度規制庁受託「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」の成果の一部である.

* Shigeru KIMOTO[1], Yoshiro SADATANI[1], Minoru YONEDA[1], Yasuto MATSUI[1] and Jun HIROUCHI [2]
[1]Kyoto University, [2]JAEA.

屋内退避による内部被ばくの低減効果の調査 （5）実家屋での沈着率の調査

Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering
(5) Investigation of deposition rate in real houses

*廣内 淳[1], 高原 省五[1], 駒ヶ峯 弘志[2], 宗像 雅広[1], 木本 成[3], 米田 稔[3], 松井 康人[3]
[1]原子力機構, [2]大日機械工業株式会社, [3]京大

屋内退避による内部被ばくの低減効果は多くの因子に影響される。本研究では、実家屋で室内外のエアロゾル濃度を連続測定し、粒子状物質の家屋内での沈着率を導出した。

キーワード：屋内退避, 吸入被ばく, 沈着率

1. 緒言 原子力災害時の公衆に対する被ばく低減措置の一つとして、屋内退避が挙げられる。屋内退避による内部被ばくに対する低減効果を調査するために、我々は今まで変動因子の一つである浸透率を実家屋で調査を行った[1]。さらに環境因子をコントロールできるチャンバー内で沈着率を調査した[2]。しかしながら、チャンバー実験で求めた沈着率をそのまま実家屋に適用できるかの保証はない。そこで、本研究では日本家屋での沈着率の変動幅の導出及びチャンバー実験の値を実家屋に適用する際の留意点を調査することを目的として、実家屋で粒子状物質を対象として沈着率を導出する実験を行った。

2. 実験概要 過去の実験手法[3]を基に、東海村の家屋 2 軒（家屋 A：建築年 1975 年、床材 畳；家屋 B：建築年 1994 年、床材 フローリング）で実験を行った。沈着率を導出する際に必要な自然換気率を導出するために、家屋内に CO_2 を約 100 L 散布した。同時に室内の床をホウキで約 1 分間掃き、室内の粒子状物質濃度を増加させ、室外からの粒子の侵入の寄与を相対的に小さくした。室内外の温湿度及び CO_2 濃度は T&D 社製のおんどとり TR-76Ui、室内外のエアロゾル濃度は日本カノマックス社製のレーザーパーティクルカウンタ MODEL3886 と TSI 社製のオプティカルパーティクルサイザーを用いて測定した。計測期間中、人の出入りはない。

3. 解析方法 室内外の物質の交換は以下の式で表される。

$$\frac{dC_I}{dt} = P\lambda_e C_O - (\lambda_e + \lambda_d)C_I$$

ここで、C_I は室内の粒子状物質濃度 (m^{-3})、C_O は室外の粒子状物質濃度 (m^{-3})、P は浸透率、λ_e は自然換気率 (h^{-1})、λ_d は室内での沈着率である (h^{-1})。自然換気率 λ_e は CO_2 濃度が指数関数的に減少する部分で指数フィッティングすることにより求めた。沈着率 λ_d は、CO_2 で求めた自然換気率 λ_e ならびに前回発表した λ_e と浸透率 P の関係[1]を用いて、ホウキで掃いた約 30 分後の粒子状物質の濃度変化部を上式でフィッティングすることにより求めた。

4. 解析結果 沈着率と粒径の関係を図に示す。粒径が大きいほど沈着率が大きくなり、この傾向はアメリカの実家屋実験結果[3]と同様であった。チャンバー実験と比較すると、体積表面積比（チャンバー：7 m^{-1}、実家屋：約 2 m^{-1}）の小さい実家屋での沈着率が小さい傾向であった。チャンバー実験値を 3.5 で割ることで、実家屋と同じ体積表面積比に換算した結果、チャンバー実験値は実家屋実験値に近づいた。この結果は、チャンバーでの実験結果を実家屋に適用する際には、体積表面積比を考慮する必要性を示している。粒径 1 μm 以下の粒子では不確かさが大きいものの、家屋による違い、チャンバー実験値とのずれが見られた。原因の一つとして、床材の違いが考えられ、今後チャンバー実験により検討していく。

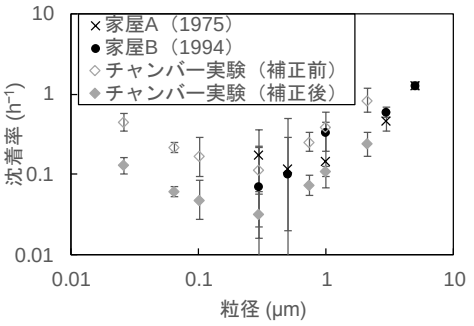


図 沈着率と粒径の関係

参考文献
[1] 廣内ら, 原子力学会 2017 年 秋の年会 2Q09. [2] Sadatani et al., AAAR Annual Conference, 2IA.21, 2017. [3] Thatcher et al., Aerosol Sci. Technol., 37, 275–288 (2003).

本研究は平成 29 年度規制庁受託「原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する調査研究）事業」の成果の一部である.

* Jun HIROUCHI[1], Shogo TAKAHARA[1], Hiroshi KOMAGAMINE[2], Masahiro MUNAKATA [1], Shigeru KIMOTO[3], Minoru YONEDA[3] and Yasuto MATSUI [3]
[1]JAEA, [2] Dainichi Machine and Engineering Co., Ltd., [3] Kyoto Univ.

モンテカルロ法によるガントリー型リニアックを用いた治療施設の漏えい線量評価（２）

Estimation of Leakage Dose around Therapy Facilities using Gantry Type Liniac by Monte Carlo Method (2)

*小川　喜弘[1]，小川　茂美[2]，矢作　遼太郎[2]
[1]近畿大学総合社会学部，[2]日本アキュレイ株式会社

ガントリー型リニアックのターゲットから発生するエックス線数とエックス線エネルギースペクトルを精度よく評価するために，PHITS を用いて正確なモデルを作成し，水ファントムと電離箱による深部線量分布測定結果と比較した。

キーワード：モンテカルロ法，PHITS，ガントリー型リニアック，エックス線，漏えい線量

1. 緒言

治療装置の特性を考慮した施設からの漏えい線量評価システムを PHITS に基づいて構築している。システムは，3.5 あるいは 6MeV 電子線照射されたターゲットから発生するエックス線計算，発生したエックス線からビームストッパーで散乱されるエックス線計算，散乱されたエックス線から施設漏えい線量計算で構成されている。本報告では，発生エックス線数を PHITS による計算値と水ファントムと電離箱による測定値との比較により評価する方法とその結果について述べる。

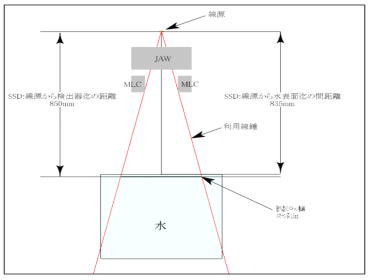


図１　配置図

2. 発生エックス線計算

2-1. 測定深部線量百分率の測定

水ファントムと電離箱を用いて図１に示す形状で軸外線量比ならびに深部線量分布を測定した。

2-2. 照射野形成機構図をもとに PHITS によるモデル作成

1. 6MeV 光子点状線源で JAW と MLC を機構図にしたがって配置し照射野 40 ㎝×5 ㎝を形成した場合，軸外線量比の実測値を再現不可能
2. 6MeV 電子線で照射ターゲット周辺ならびに JAW，MLC を機構図にしたがって正確に配置し照射野 40 ㎝×5 ㎝を形成した場合，軸外線量比の実測値を再現可能（図２上：照射野 40 ㎝，下：照射野 5 ㎝）

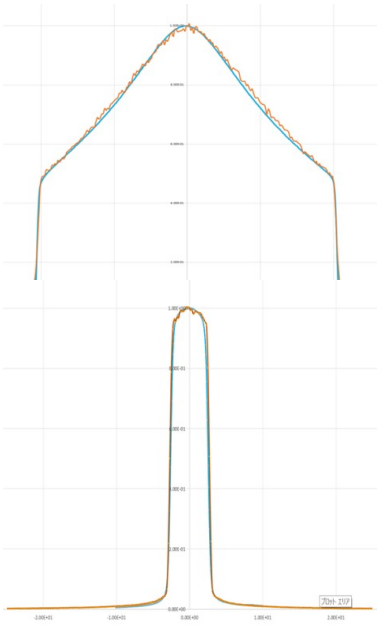


図２　実測値と計算値

2-3. 発生エックス線

今回作成した電子線照射ターゲットの PHITS モデルを用いた深部線量百分率分布結果より，発生エックス線数の規格化ならびにエックス線エネルギースペクトルを正確に評価することができた。

3. 今後

評価した発生情報を用いてビームストッパーで散乱されるエックス線の評価を進めていく。

---

*Yoshihiro Ogawa[1], Shigemi Ogawai[2] and Ryotaro Yahagi[2]
[1]Kindai Univ., [2]Accuray Japan K.K.

アルカリ塩化物を用いたセシウムフリー鉱化法による土壌除染：反応剤のカチオン価数に依存した Cs 除去過程

Soil decontamination using cesium-free mineralization with alkaline chloride:
Cs removal processes depending on valence of cations in reactants

*下山　巖[1]，小暮 敏博[2]，奥村 大河[2]，馬場 祐治[1]
[1]原子力機構，[2]東大院理

セシウムフリー鉱化法では添加する反応剤により除染率が異なる。本報告では $CaCl_2$, $MgCl_2$, KCl, NaCl の塩化物試薬を反応剤に用いた実汚染土壌の除染試験の結果から、Cs 除去過程はカチオンの価数に依存し、1 価ではイオン交換が支配的であるのに対し、2 価では粘土鉱物の分解が主な誘因であることを示す。

キーワード：土壌除染，セシウム，熱処理

1. 緒言

我々は Cs 汚染土壌の減容化のために、従来よりも低温の熱処理での除染を可能にするセシウムフリー鉱化法（CFM）を提案している[1]。CFM では反応剤との化学反応によって Cs を固定している粘土鉱物を分解し、Cs 除去（除染）した生成物を産業利用することで除去土壌を減容化することを目指している。しかし、粘土鉱物の反応と除染率向上のための反応剤の選定に関してはまだ最適化がなされていない。そこで本研究では 4 種類のアルカリ塩化物試薬（$CaCl_2$, $MgCl_2$, KCl, NaCl）を用いて、大気及び低圧条件での熱処理による除染率と土壌の鉱物相の変化について調べた。

2. 実験

福島県の帰還困難区域から採取した真砂土を主体とする約 1 万 Bq/kg の土壌に重量比 1:1 で上記の 4 種類のアルカリ塩化物試薬を添加し、20Pa 程度の低圧もしくは大気圧中で、一定温度での加熱処理を 2 時間行った。水洗浄により余剰試薬を除去した後の試料に対して NaI 検出器を用いて放射能濃度の変化を測定し、処理前の値に対する除染率を求めた。また、X 線回折と透過電子顕微鏡により試料の構造変化を調べた。

3. 結果と考察

$CaCl_2$ の場合は大気・低圧条件による除染率の差は小さく、790℃で 95%以上の除染率が得られた。一方、$MgCl_2$ の場合は大気圧下での 695℃の熱処理に対し除染率 40%だったのに対し、低圧下では 90%に達した。$CaCl_2$ 添加時は 790℃の熱処理後に土壌中の黒雲母は消滅し、大気・低圧条件で異なる生成物が確認された。これは圧力条件によらず $CaCl_2$ が黒雲母の分解を誘起したことを示している。それに対して $MgCl_2$ 添加時は大気圧下の 695℃の熱処理後も黒雲母が明瞭に確認されたのに対し、低圧下では黒雲母がブルーサイトやかんらん石への相変化を起こしており、除染率はそれに伴って増大したことがわかった。また、1 価カチオンを含む KCl と NaCl の場合も低圧下で除染が促進される傾向を示し、790℃の熱処理後、KCl 添加時の除染率は大気圧下で 35%、低圧下で 82%となった。また NaCl 添加時の除染率は大気圧下 15%に対して低圧下 94%であった。しかし生成物は大気・低圧条件により大きな違いは示さず、土壌中の黒雲母が熱処理後も明瞭に観測されたことから、これらの試薬についてはイオン交換による Cs 除去過程が主であると結論した。

参考文献

[1] 下山巖 他, Photon Factory News, 35, 17-22 (2017); M. Honda *et al.*, ACS Omega, 2, 8678-8681 (2017).

*Iwao Shimoyama[1], Toshihiro Kogure[2], Taiga Okumura[2], Yuji Baba[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Univ. of Tokyo

General Meeting

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room K B41 - B Building

[2K_GM] 「保健物理・環境科学部会」第37回全体会議

[2K_GM] General Meeting

General Meeting

[2K_GM] 「保健物理・環境科学部会」第37回全体会議

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room K (B41 -B Building)

[2K_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Joint Session：Joint Session

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room K B41 -B Building

[2K_PL] Issues for security measures for univer

Chair:Nobuaki Sato(Tohoku Univ.)

[2K_PL01] Opening Remarks

*Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)

[2K_PL02] Current status and issues of security measures at university nuclear fuel facilities

*Toshiaki Hiyama[1] (1. Kyushu Univ.)

[2K_PL03] Current status and issues of security measures at university RI facilities

*Tsutomu Ohtsuki[1] (1. Kyoto Univ.)

[2K_PL04] Subjects and prospects of security measures for facilities other than commecial reactors

*Toshiaki Hiyama[1], *Tsutomu Ohtsuki[2], *Mitsuru Uesaka[3] (1. Kyushu Univ., 2. Kyoto Univ., 3. Univ. of Tokyo)

[2K_PL05] Closing Remarks

*Masayoshi Uno[1] (1. Fukui Univ.)

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session

[2K_PL] Issues for security measures for univer

Chair:Nobuaki Sato(Tohoku Univ.)

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room K (B41 -B Building)

[2K_PL01]Opening Remarks

*Mitsuru Uesaka[1] (1. Univ. of Tokyo)

本セッションでは、IRRS規制に伴う、発電炉等以外の原子力施設へのセキュリティ対策の強化に関して、大学等核燃およびRI施設のセキュリティ対策の現状について関連機関より報告していただくとともに、規制の在り方、今後の対応について意見交換を行う。具体的には原子力系大学関係者より、①大学等核燃施設のセキュリティ対策の現状と課題について、② 大学等R施設のセキュリティ対策の現状と課題について報告していただく。
これらを踏まえて、講演者および関係委員をパネラーとしてパネルディスカッションを行い、大学等核燃およびRI研究施設のセキュリティ対策について今後の在り方、対応について意見交換を行い、まとめる。

©Atomic Energy Society of Japan

2018 年秋の年会

教育委員会・「原子力アゴラ」調査専門委員会 合同セッション

大学等核燃および RI 施設におけるセキュリティ対策の在り方

Issues for security measures for univer

大学等核燃施設セキュリティ対策の現状と課題

Current status and issues of security measures at university nuclear fuel facilities

*檜山　敏明

九州大学

1. 概要

平成 28 年に原子力規制庁が IAEA による IRSS（Integrated Regulatory Review Service）を受入れ、IAEA から日本国政府へ IRSS 報告書が提出された。これを受け平成 29 年 2 月に改正法令案提出、平成 29 年 4 月から一部施行され、平成 31 年度には完全施行の予定である。この中で RI 法において、初めて核セキュリティ対策が法令化された。

一方、核燃料施設では、従前からか原子炉等規制法に基づく「核物質防護」対策が進められており、核物質防護規定の認可、核物質防護管理者の選任、核物質防護検査等が義務付けられている。しかし、殆どの大学における核燃料施設では、プルトニウム、濃縮ウラン、ウラン 233 等の防護対象特定核燃料物質は取扱っていないため、核物質防護の対象施設とはなっていない。従って、大学の核燃料施設において、核セキュリティ対策について、現段階において問題になることはないと考えられるが、施設の老朽化、核燃料物質等の安全管理、保管管理等の問題が顕在化しつつあり、核セキュリティを広義に解釈すれば、課題を有していることが分かった。

「大学等核燃および RI 研究施設検討・提言分科会」では、国立大学を中心に、核燃料使用施設（Ｊ施設）、国際規制物資使用施設（Ｋ施設）の現状を調査するとともに、それぞれの施設における課題について整理を進めてきた。この中で、大学における核燃料施設では、研究分野の縮小と施設の使用頻度の減少、施設の老朽化と安全管理能力の低下、担当教員の激減と管理業務の増加、核燃料物質の保管施設、施設の廃止、長期にわたる基礎・基盤研究への影響等が課題として挙げられた。

このような状況を背景に、大学では、核燃料研究施設の維持やそれに伴う実験教育の継続が難しく、原子力分野における基礎・基盤研究の展開への影響が懸念されている。また、原子力分野における教育および研究における環境整備と次世代への人材育成への対応が喫緊の課題となっている。

そこで本委員会では、

（1）　学内の K 施設、J 施設の集約化による管理安全、維持管理の合理化

（2）　核燃料施設の拠点化と統廃合による安全管理体制の確保

（3）　核燃料物質及び核燃料廃棄物の集約･保管による核セキュリティ対策

（4）　原子力人材育成に対する核燃料施設の重要性

等についての提言を纏めた。

---

*Toshiaki Hiyama, Kyushu Univ.,

2018 年秋の年会

教育委員会・「原子力アゴラ」調査専門委員会 合同セッション

大学等核燃および RI 施設におけるセキュリティ対策の在り方
Issues for security measures for univer

大学等 RI 施設のセキュリティ対策の現状と課題

Current status and issues of security measures on RI facilities in universities

*大槻　勤
京都大学

1. 概要

平成 28 年に IAEA から日本政府に与えられた勧告 IRSS（Integrated Regulatory Review Service）に伴い、平成 29 年 4 月 14 日から新法令が一部施行され、平成 31 年度 9 月には完全施行される予定である。この新法令では従来からの従事者や公衆の安全に加えて、ラグビーワールドカップや東京オリンピックを見据えたテロ対策(特定放射性同位元素セキュリティ、いわゆる特定 RI セキュリティ)が求められている。

改正放射線障害防止法施行規則第 24 条の 2 の 2 に特定 RI セキュリティの区分訳として以下のような区分１から区分３に分類され、特定 RI の数量等を定める告示がなされた。ここでは非密封（固体状のもの、それ以外)、密封線源について基準数量が別表として与えてある。これらのデータは、基本的に IAEA Dangerous quantities of radioactive material (D-values)に基づいている。また、特定核燃料物質セキュリティとの違いは DBT(設計基礎脅威)がないことが挙げられる。

区分	ΣA/D の倍数*	主な実施内容
区分 1	1000 以上	防護区域の設定 カメラ等による常時監視 アクセス制限（鍵などで実施。2 種類以上。） 障壁の設置（2 層以上）
区分 2	10 以上 1000 未満	防護区域の設定 カメラ等による常時監視 アクセス制限（鍵などで実施。1 種類以上。） 障壁の設置（2 層以上）
区分 3	1 以上 10 未満	防護区域の設定 アクセス制限（鍵などで実施。1 種類以上。） 障壁の設置（1 層以上）

これらの RI セキュリティ区分の共通事項として１）特定 RI 防護管理者の選任・届出（選任にあたり教育が必要)、２）特定 RI 防護規程の制定・届出、３）特定 RI に係る報告、４）法定帳簿、５）防護従事者・常時立入者の選任・教育訓練、６）情報セキュリティ（管理用 PC)、７）特定 RI の所外運搬に関する事項等が義務化される。

京大複合原子力科学研究所（旧原子炉実験所）はいわゆる特定核セキュリティ施設と特定 RI セキュリティの二重規制施設となる。これらを踏まえて、当研究所の RI セキュリティの準備状況や具体的な方策について紹介する。

*Tsutomu Ohtsuki, [1]Kyoto Univ.,

2018 年秋の年会

教育委員会・「原子力アゴラ」調査専門委員会 合同セッション

大学等核燃および RI 施設におけるセキュリティ対策の在り方
Issues for security measures for univer

パネルディスカッション
Subjects and prospects of security measures for facilities other than commecial reactors

*檜山　敏明[1]，*大槻　勤[2]，*上坂　充[3]
[1]九州大学，[2]京都大学，[3]東京大学

1. 概要

福島第一原子力発電所事故以降に IAEA の勧告による IRRS 規制が法令改正を経て実施されつつある。これらの原子力規制に対しては、規制内容によっては大学等における RI 等研究施設の維持やそれに伴う実験教育の継続が難しく、原子力分野における基礎・基盤研究の展開への影響が懸念されるとともに、原子力分野における教育および研究における環境整備と次世代への人材育成への対応が喫緊の課題となっている。特に、セキュリティ対策が取り上げられ、実用炉等以外の原子力施設に対する内部脅威対策の強化が検討され始め、多くの大学等施設が対象となってくる状況にある。そこで、大学等核燃および RI 施設のセキュリティ対策の現状や課題について該当施設からの講演を受け、さらにセキュリティ対策の課題と展望についてパネルディスカッションにて検討することとした。多くの原子力学会員にとって、原子力分野の大学における RI 等研究施設利用に係る基礎・基盤研究の現状を理解し、今後の在り方を考えることは重要であり、非常に関心が高いテーマである。

本セッションでは、IRRS 規制に伴う、発電炉等以外の原子力施設へのセキュリティ対策の強化に関して、大学等核燃および RI 施設のセキュリティ対策の現状について関連機関より報告していただくとともに、規制の在り方、今後の対応について意見交換を行う。具体的には

① 大学等核燃施設セキュリティ対策の現状と課題

原子力系大学関係者より、大学等核燃施設のセキュリティ対策の現状と課題について大学から報告していただく。

② 大学等 R 施設のセキュリティ対策の現状と課題

原子力系大学関係者より、大学等 RI 施設のセキュリティ対策の現状と課題について大学から報告していただく。

これらを踏まえて、講演者および関係委員をパネラーとしてパネルディスカッションを行い、大学等核燃および RI 研究施設のセキュリティ対策について学会として、なすべきこと、できることは何かを考える場とする。

*Toshiaki Hiyama[1], *Tsutomu Ohtsuki[2], *Mitsuru Uesaka[3]
[1]Kyushu Univ., [2]Kyoto Univ., [3]The Univ. of Tokyo

Planning Lecture | Joint Session | Joint Session

[2K_PL] Issues for security measures for univer

Chair:Nobuaki Sato(Tohoku Univ.)

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM Room K (B41 -B Building)

[2K_PL05]Closing Remarks

*Masayoshi Uno[1] (1. Fukui Univ.)

本セッションでは、IRRS規制に伴う、発電炉等以外の原子力施設へのセキュリティ対策の強化に関して、大学等核燃およびRI施設のセキュリティ対策の現状について関連機関より報告していただくとともに、規制の在り方、今後の対応について意見交換を行う。具体的には原子力系大学関係者より、①大学等核燃施設のセキュリティ対策の現状と課題について、② 大学等R施設のセキュリティ対策の現状と課題について報告していただく。
これらを踏まえて、講演者および関係委員をパネラーとしてパネルディスカッションを行い、大学等核燃およびRI研究施設のセキュリティ対策について今後の在り方、対応について意見交換を行い、まとめる。

©Atomic Energy Society of Japan

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

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 4:20 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 7:20 AM UTC | Room K B41 -B Building

[2K10-15] Environmental Safety Assessment 1

Chair:Iwao Shimoyama(JAEA)

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

[2K10] Performance evaluation of atmospheric dispersion models for a nuclear accident

*Hiromi Yamazawa[1], Yousuke Sato[1] (1. Nagoya University)

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

[2K11] Development of a calculation method for atmospheric dispersion database that can immediately provide calculation results for any period and source term

*Hiroaki Terada[1], Haruyasu Nagai[1], Katsunori Tsuduki[1], Masanao Kadowaki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2K12] Atmospheric dispersion simulations for the assessment of radiological dose to the public due to the Fukushima Daiich nuclear power station accident

*Haruyasu Nagai[1], Hiroaki Terada[1], Katsunori Tsuduki[1], Akiko Furuno[1], Masanao Kadowaki[1], Toyokazu Kakefuda[1,2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. KCS Corp.)

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

[2K13] A study on analysis method of decreasing effect of dose rate considered the influence of stripping by decontamination and evolution of concentration distributions of Cs-134 and Cs-137 in the depth direction of soil

*MASATO YOSHII[1], HARUO SATO[1] (1. Graduate School of Natural Science and Technology, OKAYAMA UNIVERSITY)

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

[2K14] Simulations of Radiocesium Discharge from Abukuma River with Improved Cesium Wash-off Model

*Xudong Liu[1], Masahiko Machida[1], Hiroshi Kurikami[2], Akihiro Kitamura[2] (1. Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency, 178-4-4 Wakashiba, Kashiwa, Chiba, 277-0871, Japan, 2. Sector of Fukushima Research and Development, Japan Atomic Energy Agency, 10-2 Fukasaku, Miharu-machi, Fukushima 963-7700, Japan)

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

[2K15] Radionuclide Dynamics in 1F Harbor and its vicinity costal area:Analysis based on Monitoring Data

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

4:15 PM - 4:20 PM JST | 7:15 AM - 7:20 AM UTC

Time reserved for Chair

原子力事故を対象とした大気拡散モデルの特性評価

Performance evaluation of atmospheric dispersion models for a nuclear accident

*山澤 弘実[1], 佐藤 陽祐[1]

[1]名大院工

12 個の大気拡散モデルの計算結果の相互比較と実測値との比較によって、降水がなく比較的単純な気象場のプルームに関するモデル計算結果の不確かさを評価した。

キーワード：大気拡散モデル、不確かさ、大気中濃度、性能評価

1. 諸言　放射性物質大気中濃度及び沈着量の大気拡散モデルによる計算結果に含まれる不確かさは、例えば、I-131 吸入内部被ばくの評価での主要誤差要因の一つであり、モデルの原子力環境影響評価への利用範囲を制約する。本研究では、複数の先端的な大気拡散モデルの１F 事故対象の計算結果の相互比較及び実測値との比較により、モデルの持つ不確かさの特徴を明らかにすることを目的とする。

2. 方法　日本国内外の 12 の大気拡散モデル開発機関から提供された放出率、格子間隔及び気象場を統一した１F 事故プルーム Cs-137 大気中濃度計算結果について解析を行った。計算対象は中部、関東、東北地方を含む範囲で、格子間隔は標準的に 3km としたが、座標系の関係で各モデル厳密に同一でなく、比較作業用の 3km 格子に再配置した。入力気象場は共通に気象庁気象研究所の解析データとし、5 モデルはそのまま拡散計算に用い、7 モデルは独自の気象モデルを介して拡散計算を行った。3 モデルはラグランジュ（L）型、9 モデルはオイラー（E）型である。鉛直格子は各モデル独自であるが、何れも大気境界層が複数層で表現されている。比較対象の実測値は、茨城県内のモニタリングポスト NaI 波高分布解析の大気中濃度及び関東地方の大気環境局 SPM ろ紙分析結果の地上濃度とした。

3. 結果

2011 年 3 月の計算結果の中で、無降水で単純なプルーム形状である 15 日午前に南下するプルームを解析対象とした。いずれのモデルもプルームが南方に伸び、時計回りに回転する状況を良好に再現していることが示された（図）。一方、プルーム幅にはモデル間に差があり、1F から約 120 ㎞の距離に設定したプルームと概ね直交する評価線上でのプルーム幅（濃度にガウス分布を仮定して得たσの 2 倍：最大濃度時前後の 3 時間平均）は 8.0-22.3 km の範囲（特殊な 1 モデルを除く）であった。プルーム到達時刻はほとんどのモデルは±1 h の範囲で一致したが、±2 h のずれが各 1 モデルで生じた。最大濃度は、特殊な 2 モデル以外の 10 モデルはファクター2.5 の範囲内で一致し、プルーム幅と弱い逆相関を示した。これらの差異はモデルが L 型或いは E 型かには明瞭に依存しておらず、移流過程での鉛直構造の再現性の影響を受けているものと考えられる。

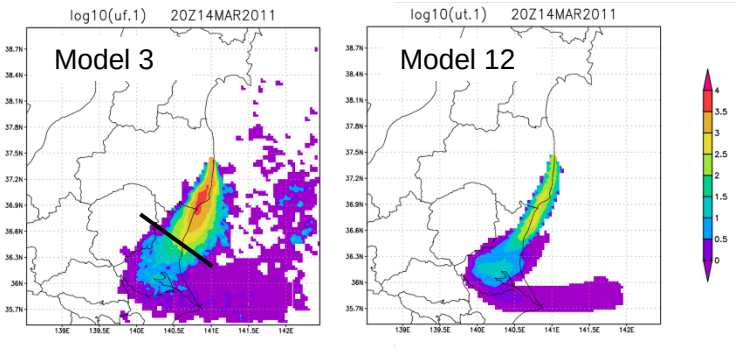


図 プルーム幅が大きいモデルと小さいモデルの ^{137}Cs 地上濃度計算結果例（2011/3/15 05JST）

Hiromi Yamazawa[1],Yousuke Sato[1]

本研究は環境研究総合推進費（課題番号 1-1802）により行われたものである。

[1]Nagoya Univ.

任意の期間と放出源情報に対する大気拡散計算結果を即座に提供可能な大気拡散データベース計算手法の開発

Development of a calculation method for atmospheric dispersion database that can immediately provide calculation results for any period and source term

*寺田 宏明[1], 永井 晴康[1], 都築 克紀[1], 門脇 正尚[1]
[1]原子力機構

原子力緊急時における様々な大気拡散予測のニーズに対応するとともに、事前の環境モニタリング等の事故対応計画の策定に有効な情報をデータベースとして整備することが可能な大気拡散計算手法を開発した。本手法を原子力発電所周辺域へ適用した試験解析を実施し、妥当性及び有効性を検証する。

キーワード：大気拡散, 数値シミュレーション, データベース, 原子力緊急時, 防災計画, WSPEEDI

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故による放射性物質の大気放出に対して、世界版緊急時環境線量情報予測システム第 2 版（WSPEEDI-II）を用いた大気拡散計算により、放出源情報の推定や大気拡散過程と環境汚染形成過程の解析を行ってきた。この事故対応の経験から以下の課題が明らかとなった。

・事故発生後に気象及び大気拡散の計算を開始すると、予測結果を得るのに時間を要する。
・事故対応が長期化する際に必要となる初期時刻からの連続的な大気拡散解析に時間を要する。
・様々な想定放出条件に対する多数ケースの大気拡散計算結果を得るのに時間と労力を要する。

そこで本研究では、これらの課題を解決するために新たな計算手法の開発を行っている。本発表では、新規計算手法の概要と、実在する原子力施設へ適用した試験解析について報告する。

2. 大気拡散データベース計算手法

大気拡散計算には、米国大気科学センター開発の気象モデル WRF と、原子力機構で開発したラグランジュ型粒子拡散モデル GEARN で構成される WSPEEDI-II の計算モデルを使用する。従来の手法では、放出条件（放出地点と核種ごとの放出率の時間変化）と WRF で計算した気象場を入力として GEARN により放射性物質の大気拡散を計算していた。新規計算手法では、放出地点のみを既知情報として、予め、放出期間を一定間隔で分割した単位放出期間について、放射性壊変しない沈着特性で分類した代表物質を対象とした単位放出条件（1Bq/h）による大気拡散計算を実施し、全放出期間の大気中濃度と地表沈着量の計算結果（単位放出拡散データ）をデータベースとして保存しておく。この単位放出拡散データに、単位放出期間ごとに設定した対象核種の放出率と壊変による減衰率を適用することで、任意の放出条件に対する計算結果を即座に得ることが可能となる。また、毎日取得する気象データの更新に合わせて気象計算と単位放出拡散計算を定常的に実施してデータベースを連続的に蓄積するとともに、数日先までの予報計算部分が気象データ更新に伴い解析計算になるまで数回更新される際に予報計算部分のデータベースも保存しておく。以上により、過去から数日先まで任意の解析期間及び任意の放出条件の大気拡散計算結果を即座に取得するとともに、大気拡散計算の不確実性の情報を取得可能とした。

3. 試験解析

本手法を、実在する原子力発電所周辺域に適用して試験を行い、従来の手法による結果とほぼ一致する大気拡散解析結果を、従来の手法に比べて 1/30 程度の時間で取得可能であることを確認した。

---

*Hiroaki Terada[1], Haruyasu Nagai[1], Katsunori Tsuduki[1] and Masanao Kadowaki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

福島第一原子力発電所事故による被ばく線量評価のための大気拡散解析

Atmospheric dispersion simulations for the assessment of radiological dose to the public due to the Fukushima Daiich nuclear power station accident

*永井 晴康[1]，寺田 宏明[1]，都築 克紀[1]，古野 朗子[1]，門脇 正尚[1]，掛札 豊和[1,2]
[1]原子力機構，[2]株式会社ケーシーエス

東京電力福島第一原子力発電所事故に伴い環境中に放出された放射性物質による事故初期段階における被ばく線量を評価するために、線量推計に必要となる放射性物質大気濃度・沈着量の時空間分布データベースを大気拡散解析により構築する。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，被ばく線量評価，大気拡散解析，放射性物質濃度・沈着量時空間分布，放出源情報，WSPEEDI

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故時に放出された放射性物質による住民の被ばく線量の把握において、ヨウ素 131 等の短半減期核種による事故初期段階における内部被ばく線量については、実測データが限られており評価が困難である。そこで、大気拡散解析により、離散的に測定された濃度、沈着量、空間線量率等の実測データと整合するように放射性物質の拡散状況を再現することで、限られた実測データを時間空間的に補完して線量推計に活用することを目指した研究が進められている。本研究では、最新の知見を反映した大気拡散解析により事故時の放射性物質の拡散状況を再構築し、線量推計に必要となる放射性物質大気濃度・沈着量の時間空間分布データベースを構築する。

2. 解析手法

大気拡散解析は、原子力機構で開発した WSPEEDI に最新の気象モデル WRF 及びアンサンブル計算手法を導入するとともに、大気拡散モデルに化学形態を考慮した精緻な沈着過程を導入し、放射性物質の大気拡散・沈着状況の再現性向上を図っている。まず、WRF によりアンサンブル気象場を作成し、それぞれ放出期間分割（1 時間ごと）した単位放出条件の大気拡散計算を実施し、様々な放出条件の大気拡散計算結果を作成可能なデータベースを構築する。このデータベースから得られる計算値と環境モニタリングの測定値の比較結果を統計的に解析することで、アンサンブル計算結果から最も再現性の高い気象場を選定し、測定値を再現するように放出源情報を最適化する。

3. 解析結果

解析手法の有効性を確認するための試験として、これまで再現性が低かった 2011 年 3 月 12 日～13 日の福島県浜通り北部の 3 地点（原町、相馬、新地）における環境汚染測定局 SPM 計ろ紙解析による大気中 ^{137}Cs 濃度測定値の時間変化と、アンサンブル計算手法による 10 ケースの気象場を用いた拡散計算結果を比較した。10 ケースの計算結果は濃度出現時刻と絶対値にばらつきがあり、測定値を再現可能なケースを抽出することができた。今後、全評価期間にわたって本解析を実施し、各種測定データを整合的に再現する放出源情報と大気拡散状況の解析を進める計画である。得られた解析結果は、他の研究機関で実施する住民の行動パターン及び陸上の核種移行モデルを組み合わせた被ばく線量評価に活用される予定である。

謝辞：この研究は環境省委託事業「平成 29 年度放射線健康管理・健康不安対策事業（放射線の健康影響に係る研究調査事業）」において実施したものです。

---

*Haruyasu Nagai[1], Hiroaki Terada[1], Katsunori Tsuduki[1], Akiko Furuno[1], Masanao Kadowaki[1] and Toyokazu Kakefuda[1,2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]KCS Corp.

土壌中 Cs-134、Cs-137 の濃度分布及び除染に伴う剥ぎ取り等の影響を考慮した線量率の低減効果の解析手法に関する研究

A study on analysis method of decreasing effect of dose rate considered the influence of stripping by decontamination and evolution of concentration distributions of Cs-134 and Cs-137 in the depth direction of soil

*吉井 聖人[1]、佐藤 治夫[1]
[1]岡山大学大学院 自然科学研究科

福島原発事故により汚染された土壌中放射性セシウム（Cs-134、Cs-137）について、フィールド調査から得られたインベントリや深度分布のデータに基づき、深度分布変化を解析すると共に、深度分布の変化に伴う土壌の遮蔽効果及び、剥ぎ取り等の除染を行った際の空間線量率の変化を解析した。

キーワード：空間線量率、除染、放射性セシウム、深度分布、遮蔽効果

1. 緒言

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災により福島第一原子力発電所事故が発生し、放出された放射性物質により福島県を中心に土壌や森林等が汚染された。その後、除染が進められ、現在は帰還困難区域を除く殆どの避難指示区域が解除され[1]ているが、面積の約 7 割を占める森林を始め、帰還困難区域などは未除染のままであることから、放射性物質の移動と再分布に伴う放射線量率の予測評価が重要となる。著者らは、これまでの研究で、フィールド調査に基づいて放射性 Cs(Cs-134、 137)の深度分布の変遷から収着分配係数と整合的な見掛けの拡散係数(Da)を導出し、導出した Da を用いて事故から 30 年後までの深度分布変化の解析と、深度分布の変遷に伴う放射線の土壌による遮蔽を計算し、空間線量率の変化を解析した[2]。本研究では、更に剥ぎ取り等の除染を行った際の空間線量率の変化を解析し、田村市などで行われた除染モデル実証事業の結果との比較、検討を行った。

2. 除染の実施による空間線量率の変化のシミュレーション・条件

深度分布の変遷は、前報[2]で報告したように、放射能減衰を考慮した Fick の法則に基づき、薄膜拡散限を条件として差分法により、深さ 50cm まで 1cm 刻みで解析した。遮蔽計算では Cs-134 と Cs-137 のそれぞれ放出率とエネルギーが異なる 6 本と 3 本の光子を全て考慮した。空間線量率は、先ず各時刻での深度分布に対して遮蔽計算を行い、地表面での放射能濃度(Bq/㎡)を計算し、次に空間線量率への換算係数(Cs-134：5.4、Cs-137：2.1(Sv/h/(MBq/㎡))[3]を乗じて求めた。解析は、深度分布と同様、二本松市、川俣町、浪江町の調査地点の内、Da を算出できた 9 地点について実施し、遮蔽計算における土壌の密度は各調査地点での実測値を用いた。除染を実施した場合の空間線量率の変化では、剥ぎ取り、耕起、天地返しの 3 手法を、田村市で行われた除染モデル実証事業と同時期に、同条件で実施したとみなし濃度分布を変化させることで解析を実施した。

3. 結果・考察

図 1 に田村市における除染モデル実証事業と、解析結果との比較を示す。いずれの除染手法でも、両結果は比較的近い低減率を示す結果となった。しかし、剥ぎ取りではモデル実証事業の結果が高く出ている点など、今後インベントリの評価等詳細に解析を行う必要がある。発表では、田村市以外の場所についても報告する。

	低減率	
	除染モデル実証事業（田村市, 2012/1/15）	本研究（フィールド調査地点）
剥ぎ取り	51%（約6cm）	27~42%（6cm）
耕起	31%（約25cm）	26~43%（25cm）
天地返し	64%（表層5cm,深層50cm）	37~73%（表層5cm,深層50cm）

図 1　除染モデル実証事業との比較結果

参考文献

[1] ふくしま復興ステーション：避難区域の状況・被災者支援 http://www.pref.fukushima.lg.jp/site/portal/list271.html.
[2] 佐藤治夫 他：原子力学会「2018 年春の大会」、2E14(2018). [3]IAEA：IAEA-TECDOC-1162(2000).

*Masato Yoshii[1]、 Haruo Sato[1]
[1]Graduate School of Natural Science and Technology、 Okayama University。

Simulations of Radiocesium Discharge from Abukuma River with Improved Cesium Wash-off Model

*Xudong Liu[1], Machida Masahiko[1], Akihiro Kitamura[2], and Hiroshi Kurikami[2]

[1]CCSE, JAEA, [2]Sector of Fukushima Research and Development, JAEA

Abstract

The present work aims to improve the Soil and Cesium Transport (SACT) model, which has been developed for simulating radiocesium redistribution after the Fukushima accident. Two mechanisms, namely, vertical migration, and long-term fixation of radiocesium in soil have been newly implemented. Without parameter tuning, the new SACT model shows improved agreement with measurement results.

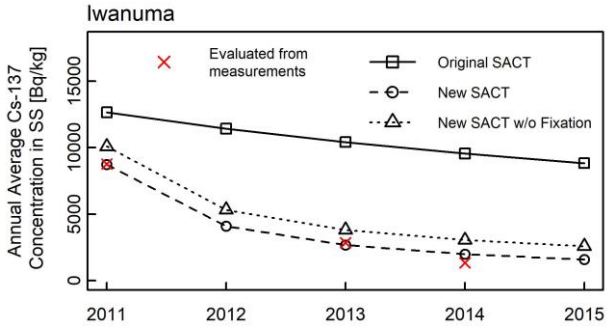
Keywords: Fukushima Accident, Radiocesium, Migration, Depth Profile, Fixation, USLE

1. Introduction

In previous works [1], Soil and Cesium Transport (SACT) model has been developed to simulate the long-term migration of radiocesium after the Fukushima Accident. Although the SACT model has been successfully applied to simulate the radiocesium discharge in 2011, it fails to capture the sharp decrease of radiocesium flux in subsequent years, especially in the case of Abukuma River.

2. Method and Results

The present work aims to improve the SACT model by implementing a new sub-model for cesium wash-off, in which the vertical migration, and long-term fixation of radiocesium in soil are taken in to account. To understand the vertical migration process, depth profile measurement results between 2011 and 2016 have been fitted by different distribution functions, with model selection made by Akaike information criterion (AIC). To simulate the long-term fixation of radiocesium in soil particles, a semi-empirical model has been developed to describe the findings in sorption experiments [2]. For validation, the annual average radiocesium concentration in sediments discharged from Abukuma river has been evaluated from measurement. The comparison is shown in the figure below.



3. Conclusion

Without parameter tuning, the new SACT model shows improved agreement with the measurements. Vertical migration and long-term fixation could be the key to understand the long-term behavior of radiocesium.

References

[1] Yamaguchi, M. et al. Predicting the long-term 137Cs distribution in Fukushima after the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant accident: a parameter sensitivity analysis. Journal of Environmental Radioactivity 135, 135–146 (2014).

[2] Mukai, H. et al. Cesium adsorption/desorption behavior of clay minerals considering actual contamination conditions in Fukushima. Scientific Reports 6, (2016).

１Ｆ港湾及び港湾沿岸での放射性核種動態：データ分析に基づく考察

Radionuclide Dynamics in 1F Harbor and its vicinity costal area:Analysis based on Monitoring Data

*町田　昌彦[1]，山田　進[1]

[1]原子力機構

福島沿岸での放射性核種濃度は事故時と比較し大幅に減少した他、海産物濃度もそれと呼応し減少している。このような状況において重要となるのは、放出される放射性物質がどのように拡散するかという知見と共に、どのような場所が他と比べて高い濃度となり得るのか？つまり、どのような場所が他と比べて放射性物質の移流・拡散が抑制されたり、或いは集積されたりするのかという知見である。特に１F 港湾内は事故時から比較的、他と比べて濃度が高く、港湾内での濃度分布やその時間変化は重要な知見になると考えられる。本発表では、事故時から現在まで、凡そ７年間に渡るデータを分析し、シミュレーション結果との比較検討結果も踏まえて、放射性核種の動態について考察した結果を発表する。

キーワード： 放射性核種動態、データ解析、セシウム、トリチウム

1. 緒言

原子力機構では、機構内の様々な研究者により構成された１Ｆ廃炉対策タスクフォースにおいて、１Ｆ内での放射性核種の動態解析を行ってきた。その一環として、発表者らは特に１Ｆ港湾内海水中での放射性核種動態解析を進めるべく、東電が公開している１Ｆ港湾内の各放射性核種の海水濃度のデータを分析してきた他、１Ｆ港湾内の海水流動をシミュレーション可能とするシミュレーションコードの開発を併せて進めてきた。これまで、様々な研究者が１Ｆ港湾から福島及び東北・関東沿岸そして外洋への放射性核種動態のシミュレーションやデータ分析を行ってきたが、本研究の対象はそれらの研究のいわゆるソースタームとなる地点での局所的な動態分析に相当するため、あまり研究が行われていない。しかし、濃度が充分に低減してきた今、動態分析が精度良く可能な領域は、より１Ｆ近くとなってきており、１Ｆ港湾内やその近傍に着目することが重要と考えられる一方、今後もその傾向はより顕著になると考えられる。

2. データ分析とモデリング

１Ｆ港湾内の放射性核種濃度のデータを分析すると、事故時に比べて大幅に減少している一方、その減少傾向は現在、充分に低濃度ではあるが、やや横ばい状態にあることが分かる。このような年単位での傾向の他、月単位等で見ると、季節変化（夏・秋が冬・春と比較しで濃度が高くなる傾向）が見られる等、様々な変動成分が大局的な減少傾向に重畳していることが見て取れる。これらのデータを分析する上で重要なことは、様々な海象・気象現象が放射性核種の移流・拡散に影響を与え、放射性核種の動態を決定づけていることである。本報告では、それらの中でも、どの現象がどのような寄与を与えているのかを示し、主要な動態影響因子についての考察を行う。更に、それらの因子を取り入れた数値シミュレーション結果と比較し、シミュレーション・モデルとデータとの比較を通して、そのモデリングについて議論する。議論する点は、様々な影響因子のモデルがどれほど十分にデータを再現できるのか、或いはどの因子のモデルの精度が不十分であり改良が必要かと言う点である。

参考

[1] 町田昌彦他，福島第一原子力発電所港湾内の放射性核種の環境動態 : 沿岸域を含めた環境影響評価の取り組み 」，日本原子力学会 2018 年春の大会.

[2] 町田昌彦他、「福島第一原子力発電所港湾における放射性核種の動態評価:（１）モニタリングデータ分析による放射性核種の動態評価」，日本原子力学会「2016 年秋の大会」.

---

*Masahiko Machida[1], Susumu Yamada[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

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

Thu. Sep 6, 2018 4:20 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:20 AM - 9:00 AM UTC | Room K B41 -B Building

[2K16-21] Environmental Safety Assessment 2

Chair:Hiromi Yamazawa(Nagoya Univ.)

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

[2K16] Validation of the Short-Term Emergency Assessment system of Marine Environmental Radioactivity (STEAMER)

*Hideyuki Kawamura[1], Takuya Kobayashi[1], Yuki Kamidaira[1] (1. JAEA)

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

[2K17] Development of ocean radiocesium distribution estimating system for recycling radiocesium-contaminated soil to coastal reclamation

*kazuji miwa[1], seiji takeda[1], takeshi iimoto[2] (1. JAEA, 2. Tokyo university)

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

[2K18] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(5) Speciation of Uranium Released to the Environment with Cesium-Rich Microparticles from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu University)

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

[2K19] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(6) Novel method to quantify radioactive cesium-rich microparticles (CsMPs) in the environment from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*Ryohei Ikehara[1], Mizuki Suetake[1], Tatsuki Komiya[1], Genki Furuki[1], Shinya Yamasaki[2], Gareth TW Law[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney C Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu University, 2. University of Tsukuba, 3. University of Manchester, 4. Tokyo Institute of Technology, 5. University of Nantes, 6. Stanford University)

5:20 PM - 5:35 PM JST | 8:20 AM - 8:35 AM UTC

[2K20] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(7)Analysis of radioactivity of the dust collected from indoors

*Tatsuki Komiya[1], Ryohei Ikehara[1], Mizuki Suetake[1], Genki Furuki[1], Shinya Yamasaki[2], Toshihiko Ohnuki[3], Gareth TW Law[4], Bernd Grambow[5], Rodney Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. Tsukuba Univ., 3. Tokyo Institute of Technology, 4. The University of Manchester, 5. The University of Nantes, 6. Stanford Univ.)

5:35 PM - 5:50 PM JST | 8:35 AM - 8:50 AM UTC

[2K21] Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(8) Dissolution kinetics of Cs-rich microparticle in a simulated body fluid

*Suetake Mizuki[1], Yuriko Nakano[1], Sinnya Yamasaki[2], Toshihiko Ohnuki[3], Bernd Grambow[4], Gareth TW Law[5], Rodney C Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1] (1. Kyushu Univ., 2. Tsukuba Univ., 3. Tokyo Institute of Technology, 4. Nanto Univ., 5. Manchester Univ., 6. Stanford Univ.)

5:50 PM - 6:00 PM JST | 8:50 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

緊急時海洋環境放射能評価システムの精度検証

Validation of the Short-Term Emergency Assessment system of Marine Environmental Radioactivity (STEAMER)

*川村　英之[1]，小林　卓也[1]，上平　雄基[1]

[1]原子力機構

原子力機構では、原子力施設等から海洋へ放出される放射性核種の移行を予測する緊急時海洋環境放射能評価システム STEAMER の開発を行っている。本研究では、海流の予測データと再解析データを使用した海洋拡散シミュレーションを実行し、STEAMER の精度を検証した。

キーワード：緊急時海洋環境放射能評価システム，海洋拡散予測，海洋中放射性核種濃度

1. 緒言

原子力機構では、東京電力福島第一原子力発電所（福島第一原発）事故のような原子力事故に備え、日本及び東アジア諸国の原子力施設等から海洋へ放出される放射性核種の移行を予測する緊急時海洋環境放射能評価システム STEAMER を開発し、プロトタイプを仮運用している。STEAMER では、気象庁による海流の予測データを受信し、北太平洋及び北西太平洋を対象とした 30 日間の海洋拡散予測シミュレーションを毎日自動実行している。本研究の目的は、海流の予測データと再解析データを使用して、海洋拡散シミュレーションを実行し、STEAMER の予測精度を検証するとともに、問題点を抽出することである。

2. 計算条件

本研究では、STEAMER の基盤である海洋拡散モデル SEA-GEARN を使用した。SEA-GEARN に入力する海流データは、気象庁により計算された海流の予測データと再解析データである。日本周辺の北西太平洋を対象として、2015 年から 2017 年までの各月初めから 30 日間、約 10 km の水平解像度で海洋拡散シミュレーションを実行した。放射性核種の放出源として、福島第一原発から 1 Bq h^{-1} の ^{137}Cs が 30 日間連続して海洋へ放出されると想定した。気象庁による海流の予測は、海洋大循環モデルを使用したシミュレーションに予測日までに得られた観測データを同化した再解析データを初期値として実行される。再解析データは、過去の事後解析を行う上で最も精度が高いデータであるため、海流の再解析データを入力した海洋拡散シミュレーション（再解析シミュレーション）の結果を真値と仮定して、海流の予測データを入力した海洋拡散シミュレーション（予測シミュレーション）の結果を検証した。

3. 結論

再解析シミュレーションにより、福島第一原発から海洋へ放出された ^{137}Cs は、沿岸を南北方向に拡散して離岸した後、様々な拡散パターンを示した。北部で離岸した ^{137}Cs は沖合の中規模渦に捕捉される傾向が強く、南部で離岸した ^{137}Cs は黒潮続流に捕捉され、東方向に拡散する傾向が強かった。予測シミュレーションによる ^{137}Cs 濃度の水平分布は、予測から初期の期間は再解析シミュレーションの結果と同様の分布であったが、時間の経過とともに両者の相違は顕著になった。この原因として、黒潮続流のような比較的時間スケールが長い海象よりも、沿岸の時間的変動が激しい海流の予測精度が影響していると考えられる。また、海流の予測に使用される海上風等の気象外力の予測精度にも原因があると考えられる。今後は、予測日の前後数日からの予測結果を加えて解析するアンサンブル手法の精度を検証する予定である。

参考文献

[1] Kobayashi et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 54:5, 609-616, 2017

---

*Hideyuki Kawamura[1], Takuya Kobayashi[1] and Yuki Kamidaira[1]

[1]JAEA

除去土壌の海面埋立への再利用における海洋中 Cs 移行評価手法の開発

Development of ocean radiocesium distribution estimating system for recycling radiocesium-contaminated soil to coastal reclamation

*三輪　一爾[1,2]，武田　聖司[1]，飯本　武志[2]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]東京大学

福島第一原子力発電所(1F)事故後の除染作業等により発生した除去土壌を海面埋立地の資材に再利用した際の安全評価のために、海洋中の核種の存在形態を考慮して核種移行を評価できるモデルを作成した。
キーワード：除去土壌，再利用，海面埋立，核種移行評価モデル，被ばく評価

1. 緒言：1F 事故後の除染作業等により発生した除去土壌を公共事業等へ再利用することが環境省により提案されており、海面埋立は造成に大量の埋立材が必要であるため除去土壌の有効な再利用用途と考えられる。海面埋立の施工時に土砂の一部が海洋へ流出する可能性があるが、土粒子等に収着した核種が海産物への濃縮に影響する指摘がある[1]ため、海面埋立への再利用に係る安全評価では、溶存した核種だけでなく粒子に収着した核種も考慮した核種移行評価可能なモデル化が必要である。本研究では、海面埋立地の施工時から供用時における海洋中の核種の存在形態を考慮した核種移行の評価モデルを作成した。

2. モデルの作成：海面埋立地の施工時における溶存した核種及び土粒子に収着した核種の海洋流出、埋立地の護岸からの核種透過及び帯水層中の核種移行による海洋への核種流出をモデル化した。さらに埋立地に近接する海洋中における溶存した核種と粒子に収着した核種の移行を、鉛直 4 層のコンパートメントモデルである Sediment model[2]により表現した。以上の評価モデルをクリアランスレベル評価コード PASCLR2[3]に組み込み、各コンパートメント中の核種濃度の経時変化の結果から施工時、供用時の作業者及び公衆の被ばく線量評価を可能とした。各コンパートメントにおいて考慮した核種移行の現象を図 1 に示す。

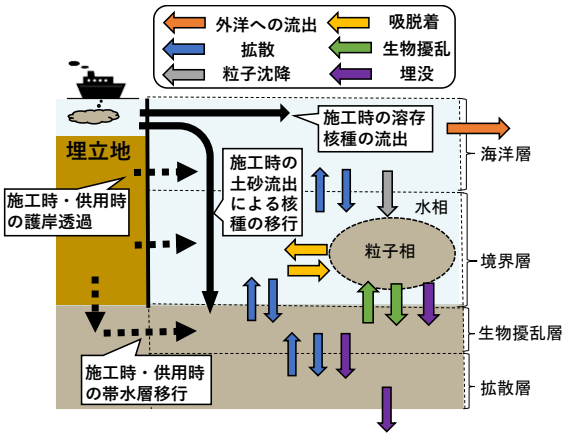


図 1　評価モデルのイメージ図

3. 核種移行評価：除去土壌を海面埋立地の埋立材に再利用し、完成後の供用時における Cs-137 の海洋中移行を経時的に評価した。図 2 は埋立地完成時を時間軸の 0 年としており、初期値として施工時に流出した核種量を与え、供用時には埋立地から護岸透過する条件を仮定した。海洋層の Cs-137 濃度は、施工完了による核種流入量の減少により Cs-137 濃度が急激に低下した。一方、生物擾乱層は施工時に蓄積された高い Cs-137 濃度が供用時でも継続し、最も Cs-137 濃度が高くなった。発表では、海産物摂取による内部被ばく線量を含む被ばく線量評価についても報告する。

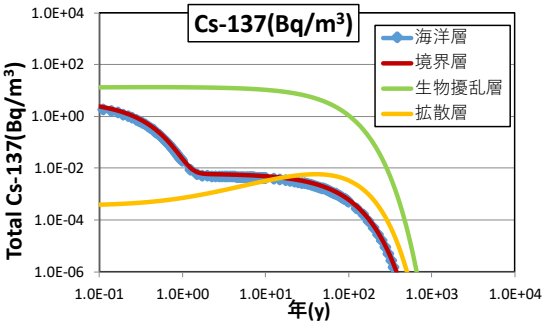


図 2　供用時の海洋中 Cs-137 濃度分布

参考文献：[1] 水産庁，水産物の放射性物質の検査に係る報告書, 2015, [2] OECD/NEA, Review of the Continued Suitability of the Dumping site for Radioactive waste in the North-East Atlantic, 1985, [3] JAEA-Data/Code2006-00

*Kazuji Miwa[1,2], Seiji Takeda[1] and Takeshi Iimoto[2], [1]JAEA, [2]Tokyo university.

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
(5) 福島第一原発から CsMP とともに環境中に放出されたウランの化学状態

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(5) Speciation of Uranium Released to the Environment with Cesium-Rich Microparticles from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*宇都宮　聡
九州大学

我々は初めて福島原発から放出されたウラン酸化物の原子スケール解析の結果を報告した。本発表では高濃度放射性セシウム含有微粒子(CsMP)に付随して環境中に放出されたウランの化学状態についてこれまでに発表してきた知見を総括し、原発内部に残されているウラン酸化物の形成過程、性状把握に寄与する。

キーワード：福島第一原子力発電所，ウラン酸化物、放射性セシウム含有微粒子

Trace U was released from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (FDNPP) during the meltdowns. The speciation of U records the meltdown processes and property of debris, and also determines the environmental impacts. This study summarizes various types of U derived from the FDNPP focusing on the speciation to provide the updated knowledge on the behaviour of nuclear fuels during the meltdowns at the FDNPP.

At least three types of U occurrence have been identified at the present; (*i*) trace amounts of U associated with Fe–Zn-oxide nanoparticles embedded in SiO_2 matrix within CsMP; (*ii*) uraninite nanocrystals without detectable impurities, which were embedded within the Fe-oxide; and (*iii*) eutectic U–Zr-oxide nanoparticles. All types of U were found along with cesium-rich microparticles.

The type (*i*) particles may be formed by volatilization of the partially oxidized fuels with low burnups and the volatilized U adsorbed onto Fe–Zn-oxide nanoparticles based on the $^{235}U/^{238}U$ isotope ratio greater than the average ratio calculated from the burnup.

Uraninite nanoparticles of type (ii) exhibited euhedral octahedral shape and revealed epitaxial growth of the encapsulating magnetite. The solidification of uraninite nanocrystals would first proceed within the Fe oxides melts as its cools, followed by the epitaxial growth of magnetite over uraninite nanocrystals.

The U–Zr-oxide nanoparticles of type (*iii*) likely formed from a U–Zr-oxide melt, which would have resulted from the interaction of molten fuel and ZrO_2 that had previously been produced through the reaction of zircalloy and steam at high temperature > ~1500 K. The cubic structure indicates rapid cooling of the liquid U–Zr-oxides droplets.

---

* Satoshi Utsunomiya[1]

[1]Kyushu University,

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
(6)福島表層土壌における高濃度放射性セシウム含有微粒子定量法の応用

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(6) Novel method to quantify radioactive cesium-rich microparticles (CsMPs) in the environment from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant

*池原 遼平[1]，末武 瑞樹[1]，小宮 樹[1]，古木 元気[1]，山崎 信哉[2]，Gareth T.W. Law[3]
大貫 敏彦[4]，Bernd Grambow[5]，Rodney C. Ewing[6]，宇都宮 聡[1]
[1]九州大学，[2]筑波大学，[3]マンチェスター大学，[4]東京工業大学，
[5]ナント大学，[6]スタンフォード大学

本研究では、表層土壌中における高濃度放射性 Cs 含有微粒子(CsMP)の定量法(QCP 法)を開発し、福島県の表層土壌に適用した。その結果、土壌中における全 Cs 放射能に対する CsMP の放射能寄与率は 8-69%、土壌 1 g あたり 3-318 個の CsMP が含まれていると算出された。[1]

キーワード：福島第一原子力発電所，放射性セシウム含有微粒子，オートラジオグラフィー

1. 緒言

近年、福島第一原発由来の高濃度放射性 Cs 含有微粒子(CsMP)が大気中、土壌中から発見されている。本研究では、表層土壌中における全 Cs 放射能に対する CsMP の放射能寄与率定量法(QCP 法)を確立し、実際の福島県の表層土壌に適用することで、CsMP の移行挙動を明らかにすることを目的とした。

2. 実験

土壌から放射能を持つ粒子を単離し、放射能に基づく CsMP の条件を決定した。その条件をもとに、実際の福島県内 18 地点の表層土壌における CsMP の放射能寄与率と個数を算出した。

3. 結果・考察

オートラジオグラフィーによる画像解析に基づく QCP 法を確立した。114 μm メッシュ以上の粒子はすべて Cs 吸着ケイ酸塩鉱物またはその凝集体と同定され、114 μm メッシュ未満の粒子からほぼすべての CsMP が確認された。この画分において、0.06 Bq 以上の放射能を持つ粒子を CsMP と同定し、その値を閾値として設定した。QCP 法によって、福島県内の各表層土壌中における CsMP の放射能寄与率は 8-69%、土壌 1 g あたり 3-318 個の CsMP が含まれていると算出された。これらの値は、地点によって大きく異なり、CsMP の移行挙動は 3 月 14-16 日にかけて拡散されたプルームの動態に関係していることが示唆された。

参考文献

[1] Ikehara R, Suetake M, Komiya T, et al. Novel method to quantify radioactive cesium-rich microparticles (CsMPs) in the environment originating from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant.

*Ryohei Ikehara[1], Mizuki Suetake[1], Tatsuki Komiya[1], Genki Furuki[1], Shinya Yamasaki[2], Gareth T.W. Law[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney C. Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1]

[1]Kyushu University, [2]University of Tsukuba, [3]University of Manchester, [4]Tokyo Institute of Technology, [5]University of Nantes, [6]Stanford University

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
(7) 屋内から採取したダストの放射能分析

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(7) Analysis of radioactivity of the indoor dust collected from the areas under evacuation orders

*小宮 樹[1]，末武 瑞樹[1]，池原 遼平[1]，古木 元気[1]，山崎 信哉[2]，Gareth T.W. Law[3]
大貫 敏彦[4]，Bernd Grambow[5]，　Rodney C. Ewing[6]，宇都宮 聡[1]
[1]九州大学，[2]筑波大学，[3]マンチェスター大学，[4]東京工業大学，
[5]ナント大学，[6]スタンフォード大学

本研究では、表層土壌中における高濃度放射性 Cs 含有微粒子(CsMP)の定量法(QCP 法)を福島県の屋内ダストに適用した。その結果、土壌中における全 Cs 放射能に対する CsMP の放射能寄与率は 20-40 %程度、1 m^2 あたり 20-90 個程度の CsMP が含まれていると算出された。[1]

キーワード：福島第一原子力発電所，放射性セシウム含有微粒子，オートラジオグラフィー

1. 緒言

近年、福島第一原発由来の高濃度放射性 Cs 含有微粒子(CsMP)が屋外の大気中、土壌中から発見されている。一方、CsMP の屋内における存在、移行形態等は未だ明らかになっていない。本研究では、表層土壌中における全 Cs 放射能に対する CsMP の放射能寄与率定量法(QCP 法)を福島県の屋内のダストに適用し、CsMP の存在、移行挙動を明らかにすることを目的とした。

2. 実験

回収した屋内ダストをそれぞれ 114、48、27μm のメッシュにかけ、27μm 以下の画分のオートラジオグラフィー測定を行った。これらのデータをもとに福島県大熊町及び南相馬市の屋内ダストにおける CsMP の放射能寄与率と個数を算出した。

3. 結果・考察

オートラジオグラフィーによる画像解析に基づく QCP 法を屋内ダストに適用した。27μm の画分において、0.06 Bq 以上の放射能を持つ粒子を CsMP と同定し、その値を閾値として設定した。QCP 法によって、福島県内の各表層土壌中における CsMP の放射能寄与率は 20-40%程度、1 m^2 あたり 20-90 個程度の CsMP が含まれていると算出された。これらの値は地点によって異なり、CsMP の侵入経路を推定することができると考えられる。

参考文献

[1] Ikehara R, Suetake M, Komiya T, et al. Novel method to quantify radioactive cesium-rich microparticles (CsMPs) in the environment originating from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant.

*Tatsuki Komiya[1], Mizuki Suetake[1], Ryohei Ikehara[1], Genki Furuki[1], Shinya Yamasaki[2], Gareth T.W. Law[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney C. Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1]

[1]Kyushu University, [2]University of Tsukuba, [3] University of Manchester, [4]Tokyo Institute of Technology, [5]University of Nantes, [6]Stanford University

高濃度放射性セシウム含有微粒子（Cesium-rich microparticle, CsMP）の本質的解明に基づく炉内の情報と環境影響
(8) 高濃度放射性セシウム含有微粒子の模擬肺胞溶液中における溶解機構の解明

Radioactive cesium-rich microparticle (CsMP): A window into the damaged reactors and its environmental impacts

(8) Dissolution kinetics of Cs-rich microparticle in a simulated body fluid

*末武 瑞樹[1]，中野 友里子[1]，山崎 信哉[2]，Gareth T.W. Law[3]
大貫 敏彦[4]，Bernd Grambow[5]，　Rodney C. Ewing[6]，宇都宮 聡[1]
[1]九州大学，[2]筑波大学，[3]マンチェスター大学，[4]東京工業大学，
[5]ナント大学，[6]スタンフォード大学

本研究は、福島県大熊町で採取した高濃度放射性セシウム含有微粒子(CsMP)の模擬肺胞液中における溶解実験をおこなった。溶液中に溶脱した ^{137}Cs 濃度をもとに溶解速度を算出し、それに基づいて CsMP が完全にとけるまでの時間を見積もった。その結果、これまで不溶性といわれてきた CsMP は肺胞液中で溶けることが分かった。

キーワード：福島第一原子力発電所，放射性セシウム含有微粒子，肺胞液

1. 緒言

福島第一原発事故により放出した放射性 Cs の一部は非晶質 SiO_2 を主成分とした高濃度放射性セシウム含有微粒子として存在している。そのため CsMP は不溶性と考えられているが、Cs は Fe-Zn 酸化物と共存しており CsMP 内で Cs は不均質に分布していることから、その溶解機構が通常のガラスとは異なると考えられる。本研究では、福島県大熊町で採取した CsMP を用いて、模擬肺胞液中における溶解実験を行うことで、CsMP の溶解特性、その機構を明らかにすることを目的とした。

2. 実験

溶解実験には福島県大熊町小入野で採取したCsMPと大熊町夫沢で採取したCsMPを用いた。^{137}Csの放射能は2017年4月時点でそれぞれ94.0 Bq、49.7 Bqと測定されている。実験はこのCsMP一粒子を25度と37度の模擬肺胞液、および超純水に30日間まで浸漬させ、各時間における溶液中の^{137}Cs放射能をγ線測定することでCsMPの溶解速度を算出した。

3. 結果・考察

室温における模擬肺胞液への溶解実験において、30 日間溶解後には CsMP は最初の放射能の約 2%の ^{137}Cs が溶脱した。この結果から、模擬肺胞溶液中における CsMP からの ^{137}Cs 溶脱速度は 4.7×10^{3} Bq $s^{-1}m^{-2}$ と決定できた。本研究によって、これまで不溶性と考えられてきた CsMP が肺に沈着した場合には肺胞液中において溶ける可能性があることが分かった。

---

* Mizuki Suetake[1], Yuriko Nakano[1], Shinya Yamasaki[2], Gareth T.W. Law[3], Toshihiko Ohnuki[4], Bernd Grambow[5], Rodney C. Ewing[6], Satoshi Utsunomiya[1]

[1]Kyushu University, [2]University of Tsukuba, [3] University of Manchester, [4]Tokyo Institute of Technology, [5]University of Nantes, [6]Stanford University

Planning Lecture | Board and Committee：Public Information Committee

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room L D12 -D Building

[2L_PL] How to disseminate information to society as AESJ Activities of the Public Information Committee

Chair:Reiko Nunome(NUMO)

[2L_PL01] The current status of disseminating information thourgh mass media and the future

*Mito Sagai[1] (1. CRIEPI)

[2L_PL02] The current state of the positional statement and the future

*Ryuichi Yamamoto[1] (1. JAEA)

2018年秋の大会

広報情報委員会セッション

原子力学会としての社会への情報発信のあり方 —広報情報委員会の活動—

How to disseminate information to society as JAES
-Activities of the Public Information Committee-

*佐賀井美都[1]、*山本隆一[2]、布目礼子[3]
[1]電力中央研究所、[2]日本原子力研究開発機構、[3]原子力発電環境整備機構

1. はじめに

学会には外部への公式な情報提供として、プレスリリース（以下 PR）とポジション・ステートメント（以下 PS）という二つの手段がある。このうち PR は学会主催イベントの開催案内や学会長の記者会見の他、特に緊急性を要する案件について活用してきている。また、PS については、時間をかけて議論をし、学会員パブコメを含めて学会内の多くの目でチェックアンドレビューをした上で、学会 HP 上で公開している。これら状況については、この 3 年ほど秋の大会にて現状紹介し、併せて学会員各位のご意見を伺ってきたところである。

PR は学会 HP において「社会への情報提供を行うため、本会の主要な動きについて、随時プレスリリースを行っています」としているが、適時性を優先するが故に公平性、厳密性、正確性、さらに分りやすさ、というような概念は明示されていない。これは PR の性格上、情報の受け取り手（市民の代表としてのマスコミ）との対話を通じてある程度の解説が可能との発想ではないかと考えられる。

一方、PS は「社会が関心を持つ原子力の平和利用に関する重要事項」について

① 学会としての見解等を分かり易く説明し、原子力技術への社会の理解向上に寄与する
② 学会員が平易に説明するためのツールを提供する
③ 学会のホームページ（以下 HP）に掲載し、学会の内外に広く公開し、学会活動の透明性を高め、社会に対するオピニオンリーダーとしての責任を果す

ことを目的として発信している、と学会 HP 上で明記していることから、その責任を果たすべく、公開までの手続きを重厚にしているのであるが、過去の企画セッションでも議論したように適時性については目をつぶらざるを得ない状況である。今回は、この二つの情報発信手段の有り方について、学会員各位に問題の所在を共有して頂くともに、それぞれのあるべき方向について意見交換したい。

2. PR の意義と課題

PR は冒頭記述したように適時性を身上としており、特に緊急時には「広報・情報伝達に関する規程」（社会への情報発信）第７条（緊急時や異常事象発生時の情報発信）に基づき PR を通じで情報発信することとされている。PR の実施対象となる案件は、発信元または依頼元となる部会等による正式な承認を経るなど、本会として公式に情報・コメントを発信できるものであることを前提とし、未承認、未発表の活動等に関わるものは原則として対象としていない。つまり、PR は実施手順にしたがって手続きされたものであれば、広報情報委員会が作成した原案（PR 定型）に合わせつつ、依頼元の各部会等の自律性を尊重して実施される。それ故に公平性、厳密性、正確性、分りやすさは、依頼元の部会等に委ねている。そのため、学会員の立場によっては、その表現や発出のタイミング等について疑義を生じ得る可能性を秘めている。

PR における広報情報委員会の役割は、依頼元部会等からの資料をもとに内容等を協議しながら PR 原案を作成し、広報情報委員長の権限により実施可否を決定・実施することである（但し、学会声明・提言・見解は広報情報委員会による審議を必要とする）。現行ルールでは、この過程において依頼元の部会等が意図する PR のための資料に対して広報情報委員会がその内容・表現等について是非を議論し審議する仕組みになっていない。

PR は部会等が適時に情報発信できる仕組みであり、部会等の専門性を生かす手段としてその機能を維持する意義は大きいと考えるものの、社会への直接的情報発信であることを念頭に置き、誤解を招きかねない表現やタイミングは本会としてのリスクを負うかもしれないことを意識し考慮していくこともまた大切である。そこで、各部会等の自律性を尊重・担保しつつリスクを低減する手段として、例えば、PR を作成する際のガイドライン作成し、部会等にこれを尊重してもらうといった工夫が必要ではないかと考えるが、学会員各位のご意見を賜りたい。

3． PS の意義と課題

PS は、学会及び学会員が市民に対して学問的成果あるいはそれを基にした見解等を示す仕組みであるため、専門性を基にしつつも、理解しやすい表現と構成の工夫で、学会が言わんとするところを理解して頂くことに留意している。そのために PS の作成に当たっては、それぞれの専門分野における知見を持つ研究者・技術者で構成する部会等が原案を作成した後、専門外の研究者や技術者が第三者的な立場で検討する組織（PSWG）がチェックした上で、倫理委員会のチェックも受け、更には一般学会員からの意見も求め、それらに応えつつ仕上げるという非常に手間のかかる仕組みとしている。また、作成公開した PS については 3 年ほど前から定期的な妥当性評価を行う仕組みを導入し、将来にわたって維持管理する仕組みを構築した。

PS は、公表までに時間を要し、適時性との両立は困難であるものの、一般学会員の意見も含めた多面的なチェックをした上で仕上げることができる故に、学会としての姿勢や考え方を市民に提示する仕組みとして有意義と考えている。つまり、適時性が必要なメッセージについては PR に仕組で対応すると考えれば、昨年度まで議論した PS の課題の内、特に即時性の確保については、これを必要以上に追い求めるべきではないのかもしれない、と考え始めている。

そこで例えば、適時性を優先したいメッセージについてはプレスリリースで対応することとして、それを発信した後、必要であればあらためて議論し、学会として有意義と判断したものについては PS の仕組みに組み込んで入念にブラッシュアップした上で、その置き場所を PS に移し、維持管理していく、といったプロセスを用意しておくことも考えられるのではなかろうか。即ち、PS としてリリースするメッセージは、前記のようなものの含めて、適時性は求めないものの、学会として明示すべきもの、と再定義してはどうだろうか。このカテゴリーに入るものとしては、比較的普遍性が高い専門用語の説明や解説なども当然含まれるものと考える。

いずれにしても、学会から発出するメッセージについてはその公平性、普遍性が有る程度のレベルで求められるはずであり、それを担保するための仕組みを構築していく必要が有るのではないかと考えている。学会員各位の御意見を賜りたい。

4． まとめ

PR については、発出までの余裕が取りにくいことを考慮しつつ、公平性や分りやすさを多少なりとも改善し、学会の信頼を回復すると共に学会員の信頼を維持するために、本セッションでの学会員各位のご意見を参照しつつ、広報情報委員会として議論を進め、より適切な仕組みの中で運用すべきと考えている。

一方、PS において残る課題として昨年度紹介した 3 点の内「和文版 HP で PS の存在に気付きにくい」との課題については、学会 HP の改定作業の中で PS へのアクセス性の改善に取り組んでもらっており、早晩解決するものと考えている。そこで、現時点では以下の 2 点が課題として残っている。

① 現状の PS は「解説」が約 7 割を占めており、「見解」、「提言」が少ない
② 部会等による提案から最終的に PS 公開に至るまで時間が掛かり過ぎ、適時性に課題有

このうち、①については昨年も紹介したように 2、3 の部会で「提言」を出す意欲が見られている他、2．で紹介したように提案組織の拡大に加え、テーマの公募も可能となることから、今後改善されていくことを期待したいところ。

最後に残る適時性については、3. で整理したように、プレスリリースとの棲み分けが適性化されれば、

そもそも課題ではなくなるようにも思う。

なお、新 PS「『燃料デブリ』について」において、分りやすさと適時性を両立させるべく取り組んだ便宜的手段（後日の用語解説集の作成）も本文のパブコメ対応に予想外の時間を要したこともあって、時間短縮効果は見られなかった。とはいえ、この過程で発案された「用語集」自体については、今後その対応範囲を拡大しPS全体の共通用語集としていくのが良いのではないかとの意見がPSWGの中で出ていることを紹介しておく。

以上

---

*Mito Sagai[1], *Ryuichi Yamamoto[2], Reiko Nunome[3]
[1]CRIEPI, [2]JAEA, [3]NUMO

2018年秋の大会

広報情報委員会セッション

原子力学会としての社会への情報発信のあり方 —広報情報委員会の活動—

How to disseminate information to society as JAES
-Activities of the Public Information Committee-

*佐賀井美都[1]、*山本隆一[2]、布目礼子[3]
[1]電力中央研究所、[2]日本原子力研究開発機構、[3]原子力発電環境整備機構

1. はじめに

学会には外部への公式な情報提供として、プレスリリース（以下 PR）とポジション・ステートメント（以下 PS）という二つの手段がある。このうち PR は学会主催イベントの開催案内や学会長の記者会見の他、特に緊急性を要する案件について活用してきている。また、PS については、時間をかけて議論をし、学会員パブコメを含めて学会内の多くの目でチェックアンドレビューをした上で、学会 HP 上で公開している。これら状況については、この 3 年ほど秋の大会にて現状紹介し、併せて学会員各位のご意見を伺ってきたところである。

PR は学会 HP において「社会への情報提供を行うため、本会の主要な動きについて、随時プレスリリースを行っています」としているが、適時性を優先するが故に公平性、厳密性、正確性、さらに分りやすさ、というような概念は明示されていない。これは PR の性格上、情報の受け取り手（市民の代表としてのマスコミ）との対話を通じてある程度の解説が可能との発想ではないかと考えられる。

一方、PS は「社会が関心を持つ原子力の平和利用に関する重要事項」について

① 学会としての見解等を分かり易く説明し、原子力技術への社会の理解向上に寄与する
② 学会員が平易に説明するためのツールを提供する
③ 学会のホームページ（以下 HP）に掲載し、学会の内外に広く公開し、学会活動の透明性を高め、社会に対するオピニオンリーダーとしての責任を果す

ことを目的として発信している、と学会 HP 上で明記していることから、その責任を果たすべく、公開までの手続きを重厚にしているのであるが、過去の企画セッションでも議論したように適時性については目をつぶらざるを得ない状況である。今回は、この二つの情報発信手段の有り方について、学会員各位に問題の所在を共有して頂くともに、それぞれのあるべき方向について意見交換したい。

2. PR の意義と課題

PR は冒頭記述したように適時性を身上としており、特に緊急時には「広報・情報伝達に関する規程」（社会への情報発信）第７条（緊急時や異常事象発生時の情報発信）に基づき PR を通じで情報発信することとされている。PR の実施対象となる案件は、発信元または依頼元となる部会等による正式な承認を経るなど、本会として公式に情報・コメントを発信できるものであることを前提とし、未承認、未発表の活動等に関わるものは原則として対象としていない。つまり、PR は実施手順にしたがって手続きされたものであれば、広報情報委員会が作成した原案（PR 定型）に合わせつつ、依頼元の各部会等の自律性を尊重して実施される。それ故に公平性、厳密性、正確性、分りやすさは、依頼元の部会等に委ねている。そのため、学会員の立場によっては、その表現や発出のタイミング等について疑義を生じ得る可能性を秘めている。

PR における広報情報委員会の役割は、依頼元部会等からの資料をもとに内容等を協議しながら PR 原案を作成し、広報情報委員長の権限により実施可否を決定・実施することである（但し、学会声明・提言・見解は広報情報委員会による審議を必要とする）。現行ルールでは、この過程において依頼元の部会等が意図する PR のための資料に対して広報情報委員会がその内容・表現等について是非を議論し審議する仕組みになっていない。

PR は部会等が適時に情報発信できる仕組みであり、部会等の専門性を生かす手段としてその機能を維持する意義は大きいと考えるものの、社会への直接的情報発信であることを念頭に置き、誤解を招きかねない表現やタイミングは本会としてのリスクを負うかもしれないことを意識し考慮していくこともまた大切である。そこで、各部会等の自律性を尊重・担保しつつリスクを低減する手段として、例えば、PR を作成する際のガイドライン作成し、部会等にこれを尊重してもらうといった工夫が必要ではないかと考えるが、学会員各位のご意見を賜りたい。

3． PS の意義と課題

PS は、学会及び学会員が市民に対して学問的成果あるいはそれを基にした見解等を示す仕組みであるため、専門性を基にしつつも、理解しやすい表現と構成の工夫で、学会が言わんとするところを理解して頂くことに留意している。そのために PS の作成に当たっては、それぞれの専門分野における知見を持つ研究者・技術者で構成する部会等が原案を作成した後、専門外の研究者や技術者が第三者的な立場で検討する組織（PSWG）がチェックした上で、倫理委員会のチェックも受け、更には一般学会員からの意見も求め、それらに応えつつ仕上げるという非常に手間のかかる仕組みとしている。また、作成公開した PS については 3 年ほど前から定期的な妥当性評価を行う仕組みを導入し、将来にわたって維持管理する仕組みを構築した。

PS は、公表までに時間を要し、適時性との両立は困難であるものの、一般学会員の意見も含めた多面的なチェックをした上で仕上げることができる故に、学会としての姿勢や考え方を市民に提示する仕組みとして有意義と考えている。つまり、適時性が必要なメッセージについては PR に仕組で対応すると考えれば、昨年度まで議論した PS の課題の内、特に即時性の確保については、これを必要以上に追い求めるべきではないのかもしれない、と考え始めている。

そこで例えば、適時性を優先したいメッセージについてはプレスリリースで対応することとして、それを発信した後、必要であればあらためて議論し、学会として有意義と判断したものについては PS の仕組みに組み込んで入念にブラッシュアップした上で、その置き場所を PS に移し、維持管理していく、といったプロセスを用意しておくことも考えられるのではなかろうか。即ち、PS としてリリースするメッセージは、前記のようなものの含めて、適時性は求めないものの、学会として明示すべきもの、と再定義してはどうだろうか。このカテゴリーに入るものとしては、比較的普遍性が高い専門用語の説明や解説なども当然含まれるものと考える。

いずれにしても、学会から発出するメッセージについてはその公平性、普遍性が有る程度のレベルで求められるはずであり、それを担保するための仕組みを構築していく必要が有るのではないかと考えている。学会員各位の御意見を賜りたい。

4． まとめ

PR については、発出までの余裕が取りにくいことを考慮しつつ、公平性や分りやすさを多少なりとも改善し、学会の信頼を回復すると共に学会員の信頼を維持するために、本セッションでの学会員各位のご意見を参照しつつ、広報情報委員会として議論を進め、より適切な仕組みの中で運用すべきと考えている。

一方、PS において残る課題として昨年度紹介した 3 点の内「和文版 HP で PS の存在に気付きにくい」との課題については、学会 HP の改定作業の中で PS へのアクセス性の改善に取り組んでもらっており、早晩解決するものと考えている。そこで、現時点では以下の 2 点が課題として残っている。

① 現状の PS は「解説」が約 7 割を占めており、「見解」、「提言」が少ない
② 部会等による提案から最終的に PS 公開に至るまで時間が掛かり過ぎ、適時性に課題有

このうち、①については昨年も紹介したように 2、3 の部会で「提言」を出す意欲が見られている他、2．で紹介したように提案組織の拡大に加え、テーマの公募も可能となることから、今後改善されていくことを期待したいところ。

最後に残る適時性については、3. で整理したように、プレスリリースとの棲み分けが適性化されれば、

そもそも課題ではなくなるようにも思う。

なお、新 PS「『燃料デブリ』について」において、分りやすさと適時性を両立させるべく取り組んだ便宜的手段（後日の用語解説集の作成）も本文のパブコメ対応に予想外の時間を要したこともあって、時間短縮効果は見られなかった。とはいえ、この過程で発案された「用語集」自体については、今後その対応範囲を拡大しPS全体の共通用語集としていくのが良いのではないかとの意見がPSWGの中で出ていることを紹介しておく。

以上

---

*Mito Sagai[1], *Ryuichi Yamamoto[2], Reiko Nunome[3]
[1]CRIEPI, [2]JAEA, [3]NUMO

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

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 4:10 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 7:10 AM UTC | Room L D12 -D Building

[2L01-05] Nuclear Transmutation 1

Chair:Jun Nishiyama(Tokyo Tech)

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

[2L01] Optimization study of B_4C filter thickness for shifting to fast spectrum at experimental position in NRAD core

*AKITO OIZUMI[1], Andrew J. Hummel[2], Margaret A. Marshall[2], Giuseppe Palmiotti[2], Gilles J. Youinou[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Idaho National Laboratory)

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

[2L02] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

(16) Contribution of RBWR for realization of sustainable fuel cycle

*Tetsushi Hino[1], Junichi Miwa[1], Takeshi Mitsuyasu[1], Yohei Murakami[1], Masaya Ohtsuka[1], Hideo Soneda[2] (1. Hitachi, Ltd., 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2L03] Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

(17) ABWR back-fit concept of RBWR core

*Junichi Miwa[1], Tetsushi Hino[1], Takeshi Mitsuyasu[1], Yohei Murakami[1], Masaya Ohtsuka[1], Hideo Soneda[2] (1. Hitachi, Ltd. R&D group, 2. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.)

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

[2L04] Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor

(7)-The environmental load reduction effect of FORSETI^{TM}-

*Shungo SAKURAI[1], Kouji HIRAIWA[1], Rei KIMURA[1], Satoshi WADA[1], Tsukasa SUGITA[1], Yuya TAKAHASHI[1] (1. TOSHIBA Energy Systems & Solutions Corporation)

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

[2L05] Preliminary analysis of "nuclear alchemy" demonstration experiment to generate gold from mercury

*Soma Nakamura[1], Peng Hong Liem[1,2], Naoyuki Takaki[1] (1. Tokyo City University, 2. Nippon Advanced Information Service)

4:00 PM - 4:10 PM JST | 7:00 AM - 7:10 AM UTC

Time reserved for Chair

(Reserve a 30x30 mm blank space.)

Optimization study of B_4C filter thickness for shifting to fast spectrum at experimental position in NRAD core

Akito OIZUMI[a]*, Andrew J. Hummel[b], Margaret A. Marshall[b], Giuseppe Palmiotti[b], and Gilles J. Youinou[b]
[a]Japan Atomic Energy Agency, [b]Idaho National Laboratory

In order to expand the experimental data contributing to the nuclear data validation of minor actinide, we have a plan to perform integral experiments in the NRAD belonging to the Idaho National Laboratory. In this study, optimization survey for the design of experimental position in the NRAD was carried out to obtain more beneficial experimental data.

Keywords: Integral experiment, Thermal neutron cutoff filter, B_4C

1. Introduction

In the nuclear transmutation system for minor actinides, the nuclear data validation of them is required to reduce the uncertainty in the associated experiments. The Idaho National Laboratory has proposed to perform measurements of the fission rate ratio and sample reactivity worth under a wide range of spectral indices created using several types of thermal neutron shielding filters. The samples and filters are placed in an experimental position in the Neutron RADiography (NRAD) reactor. In this study, the optimization of the B_4C filter thickness was conducted to acquire the high-accuracy and the beneficial experimental data.

2. Evaluation method for optimization

The thickness of the B_4C filter is surveyed for optimization in terms of ability to cut out the thermal neutrons and fabrication accuracy using MCNP 6.1 [1] with the nuclear data library based on ENDF/B-VII.1 [2]. First, the total flux and energy wise sensitivity coefficient of fission reaction rate with respect to neutron energy spectrum (S) at the experimental position are compared to see the influence to which the filter thickness is changed. Finally, the primary candidate of B_4C filter thickness is discussed with regard for fabrication accuracy.

3. Results・Conclusion

The filter should not be designed thicker than necessary due to the decreased total flux at the experimental position. On the other hand, from the analysis of the relationship of the B_4C filter thickness and the ratio of S of ^{237}Np fission reaction rate with respect to neutron energy spectrum in the fast energy region to that in the all energy region, the thickness of less than 2 mm was discouraged to minimize the impact of the fabrication uncertainty of filter thickness on the evaluation of the measurement result of the fission reaction rate. When the filter was 3 mm or thicker, the ratio of S in the fast energy region was over 99% and nearly saturated. Therefore, the primary candidate for optimized the B_4C filter thickness was 3mm in this study.

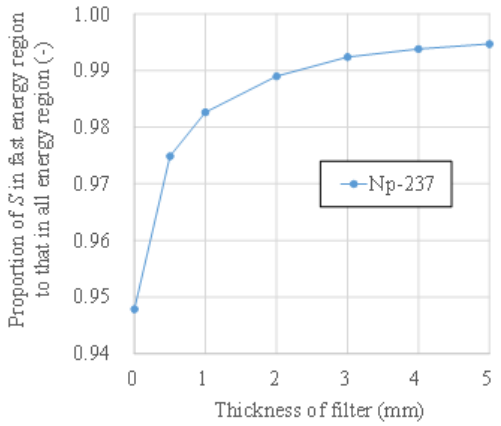


Fig.1 Relationship of the B_4C filter thickness and the percentage of sensitivity coefficient in the fast energy region

[1] J.T. Goorley, et al., Los Alamos National Laboratory, LA-UR-13e22934 (2013).
[2] M.B Chadwick., et al.,. Nucl. Data Sheets. 112 (12), pp. 2887–2996, (2011).

長寿命超ウラン元素を燃焼可能な軽水炉 RBWR の開発
（16）サスティナブルな燃料サイクル実現への RBWR の寄与

Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner
(16) Contribution of RBWR for realization of sustainable fuel cycle

*日野 哲士[1]，三輪 順一[1]，光安 岳[1]，村上 洋平[1]，大塚 雅哉[1]，曽根田 秀夫[2]
[1] 日立研開，[2] 日立 GE

日立が開発を進める資源再利用型沸騰水型軽水炉 RBWR（Resource-renewable Boiling Water Reactor）の一つとして、現行 BWR の正方格子燃料を用いる RBWR を余剰プルトニウムの燃焼方法として提案する。

キーワード：沸騰水型軽水炉，核変換，燃料サイクル，低減速

1. 緒言

日立は二相流など BWR 技術を最大限活用することで超ウラン元素を燃やす RBWR を開発してきた。この概念を活かしつつ、ABWR と同じ正方格子燃料を用いる RBWR-BF の開発に着手した。

2. RBWR-BF コンセプト

ABWR で取替・追加が容易なコンポーネントのみの改良で実現することを目的とする（図 1）。六角格子燃料を用いるオリジナル RBWR よりも水対燃料体積比が大きくなり、核分裂性 Pu（Puf）の残存比が減少するが、早期実用化が可能となる。

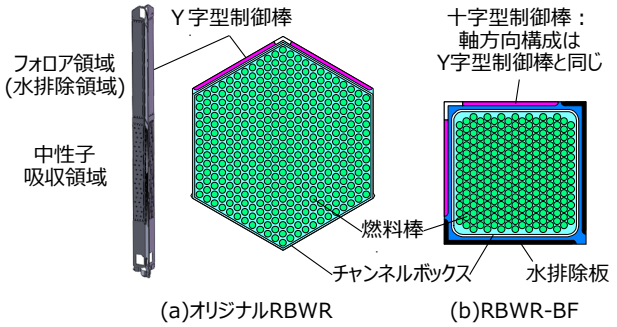


図 1 燃料集合体水平断面

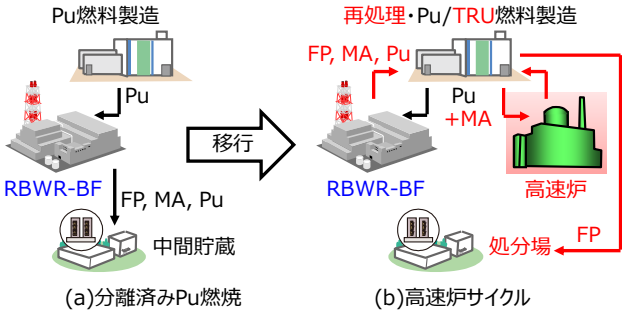


図 2 RBWR-BF 適用シナリオ

3. RBWR-BF の適用例

高速炉サイクル移行前に、軽水炉使用済ウラン燃料の再処理で発生する分離済み Pu の燃焼へ適用すること、および高速炉サイクルへの移行および平衡期において他の高速炉と併用することを想定している（図 2）。 RBWR-BF は、正方格子燃料の制約があるものの、通常のプルサーマル炉と比較して Puf 残存比を大きくできる。このため、プルサーマル炉で燃焼した分離済み Pu は、長期保管後、単独では Na 冷却高速炉の燃料としての再利用が困難なことが報告されているが[1]、RBWR-BF を用いることで、単独でも Na 冷却高速炉で再利用可能な Puf 割合を維持できる。また、発電量当たりの Pu 装荷量をプルサーマルよりも多くでき、余剰 Pu 蓄積を効率良く抑制できる[2]。従って、RBWR-BF は核不拡散性の確保と高速炉サイクルへのスムーズな移行の両立を可能とする。

参考文献

[1] 高増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡ技術検討書 - (1) 原子炉プラントシステム – （2006）
[2] 三輪他、日本原子力学会 2018 年秋の大会「(17) ABWR にバックフィットする RBWR 炉心概念」

*Tetsushi Hino[1], Junichi Miwa[1], Takeshi Mitsuyasu[1], Yohei Murakami[1], Masaya Ohtsuka[1] and Hideo Soneda[2]
[1]Hitachi, Ltd. R&D group, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

長寿命超ウラン元素を燃焼可能な軽水炉 RBWR の開発
(17) ABWR にバックフィットする RBWR 炉心概念

Development of RBWR for Long-lived Transuranium Elements Burner

(17) ABWR back-fit concept of RBWR core

*三輪 順一[1]，日野 哲士[1]，光安 岳[1]，村上 洋平[1]，大塚 雅哉[1]，曽根田 秀夫[2]

[1]日立研開，[2]日立 GE

現行 BWR の正方格子燃料を用いた資源再利用型沸騰水型軽水炉 RBWR（Resource-renewable BWR）を、余剰プルトニウムの燃焼に用いた場合の炉心特性を評価した。

キーワード：沸騰水型軽水炉，超ウラン元素，余剰 Pu，低減速，バックフィット

1. 緒言

軽水炉使用済みウラン燃料の再処理で発生する分離済み Pu の燃焼を目的として、ABWR と同じ正方格子に、燃料棒を稠密に配置した RBWR バックフィット(以下 RBWR-BF)の炉心特性を評価した。

2. 炉心構成

RBWR-BF の燃料集合体は、ABWR と同じチャンネルボックスの内側に、細径の燃料棒を三角稠密配列する。制御棒は ABWR と同じ十字型制御棒だが、上半分をフォロワ領域とする。燃料有効長は ABWR の半分以下とし、制御棒全挿入時は有効長よりも上部にフォロア領域が待機する。制御棒が挿入されないチャンネルボックス間には水排除板を設置する(図 1 参照)。以上の構成により水対燃料体積比を約 1.5 まで低減する。

3. 炉心特性

表 1 に RBWR-BF の燃料・炉心仕様、炉心特性を示す。RBWR-BF は最高 Pu 富化度 18wt%で、炉停止余裕 1%Δk 以上確保し、発電量、年あたり Pu 装荷量 2.6 t で、取出燃焼度 45GWd/t のプルサーマル[1]の 2 倍の Pu を装荷できる。表 2 に示すように、RBWR-BF 取出燃料の TRU 中の ^{239}Pu 割合は 48.0wt %である。TRU 中の核分裂性 Pu（Puf）の割合が約 45wt%以上あれば Na 冷却高速炉で再利用可能なことが報告されており[2]、RBWR-BF の使用済燃料の Pu は単独で、保管期間によらず Na 冷却高速炉で利用可能と考える。

4. 結論

RBWR-BF は発電量当たりの余剰 Pu 利用量を増やしつつ、Puf を温存することで高速炉サイクルへのスムーズな移行に寄与する。

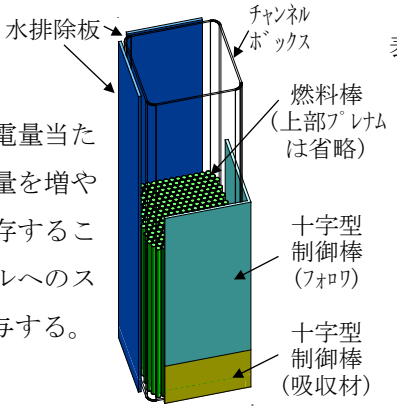


図 1 RBWR-BF 燃料集合体

表 1 燃料・炉心仕様、炉心特性

仕様	RBWR-BF
燃料棒径(mm)	7.2
燃料棒間隙(mm)	1.5
燃料棒本数/集合体	243
燃料有効長(m)	1.85
最高Pu富化度(wt%)	18
取出燃焼度(GWd/t)	55
運転期間(月)	13.7
Pu装荷量*(t/GWe/年)	2.6

＊：定検期間 1 か月を想定

表 2 TRU 組成*(wt%)

核種	RBWR-BF
Np	0.2
Pu238	2.0
Pu239	48.0
Pu240	30.0
Pu241	6.7
Pu242	5.5
Am	7.0
Cm	0.6
Puf	54.7

＊：取出 10 年後組成

参考文献

[1] 安藤良平他、使用済軽水炉燃料の核種組成評価、JAERI-Research 99-004（1999）

[2] 高増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡ技術検討書 -(1)原子炉プラントシステム- （2006）

*Junichi Miwa[1], Tetsushi Hino[1], Takeshi Mitsuyasu[1], Yohei Murakami[1], Masaya Ohtsuka[1] and Hideo Soneda[2]

[1]Hitachi, Ltd. R&D group, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

環境負荷低減軽水炉を用いた核燃料サイクル概念構築 (7)-FORSETI™型リサイクルの環境負荷低減効果評価-

Concept of a nuclear fuel cycle using an environmental load-reducing light-water reactor (7)- The environmental load reduction effect of FORSETI™-

*櫻井 俊吾[1], 吉岡 研一[1], 平岩 宏司[1], 木村 礼[1], 和田 怜志[1], 杉田 宰[1], 高橋 優也[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ

軽水炉運転によって生じる環境負荷を低減するための核燃料サイクル概念である FORSETI™ 概念の可能性について検討してきている。本報では、FORSETI™概念を導入した時のウラン燃料および同ウラン燃料から得られた核分裂性核種を用いた MOX 燃料双方の環境負荷等への影響を報告する。

キーワード：軽水炉, 環境負荷, TRU, 放射性毒性, ウラン燃料, MOX 燃料

1. 緒言

使用済み燃料から生じる潜在的放射性毒性（以下有害度）の削減は分離変換と高速炉での減容が主に考えられてきた。これに対し、先行研究[1]において有害度の主因となる TRU 核種を明らかにし、既設炉においても有害度を半減出来ることを示し、軽水炉で有害度を低減するための核燃料サイクル概念：FORSETI™概念を示した。本報では、FORSETI™概念用ウラン燃料および同使用済み燃料から抽出した Pu を用いた場合の有害度低減効果を報告する。

2. 解析

2-1. 解析条件

先行研究[1]と同様に BWR 用 9×9 燃料の断面を対象に MVP-BURN[2]で評価した。ウラン燃料は、初期濃縮度をパラメータとし、取出燃焼度 45GWd/t 一定で取出時組成を評価している。MOX 燃料に関しては使用済み FORSETI™概念用ウラン燃料から得られた Pu を用い、取出燃焼度 45GWd/t を達成するように Pu 富化度を調整し、燃焼計算を実施した。MOX 燃料の有害度も参考文献[3]に記載された換算係数を用いて評価した。

2-2. 解析結果

図 1 にウラン燃料の初期濃縮度と有害度の関係を示す（先行研究[1]の図１）、FORSETI™概念を導入することにより、ウラン燃料の有害度を半低減出来ることが分かる。図 2 に使用済み FORSETI™概念用ウラン燃料から抽出した Pu を用いた時の MOX 燃料の有害度を示す。FORSETI™概念を導入することにより高次の TRU が減少することにより MOX 燃料の有害度も半減出来ることが分かる。

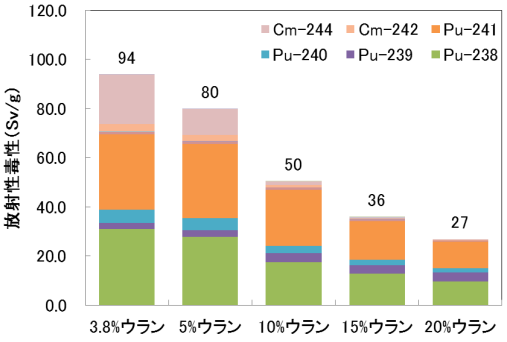


図 1 有害度の比較（ウラン燃料）

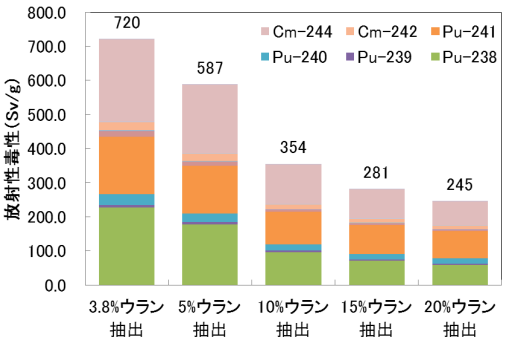


図 2 有害度の比較（MOX 燃料）

3. 結論

FORSETI™概念を導入することにより、使用済みウラン燃料と同様に MOX 燃料の有害度を低減出来ることを確認し、軽水炉の環境負荷の一つである有害度をウラン燃料および MOX 燃料で低減出来ることが分かった。本会では、環境負荷の一つである崩壊熱等への影響についても発表する予定である。

参考文献

[1]櫻井　他、2017 秋の大会 2M16,
[2] Okumura K., Mori T., Nakagawa M. and Kaneko K. "Validation of a Continuous-Energy Monte Carlo Burn-up Code MVP-BURN and Its Application to Analysis of Post Irradiation Experiment", J. Nucl. Sci. Technol., 37, 128 (2000).
[3]西原健司、使用済核燃料の潜在的放射性毒性評価のためのデータベース、JAEA-Data/Code2010-012,JAEA,Sep.2010

*Shungo SAKURAI[1], Kenichi YOSHIOKA[1], Kouji HIRAIWA[1], Rei KIMURA[1], Satoshi WADA[1], Tsukasa SUGITA[1], and Yuya TAKAHASHI[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

水銀から金を生成する「原子炉錬金術」実証実験の予備解析
Preliminary analysis of "nuclear alchemy" demonstration experiment to generate gold from mercury

※仲村 宗真[1], Liem Peng Hong[1,2], 高木 直行[1]
1 東京都市大学, 2 株式会社ナイス

水銀を金へ変換する「原子炉錬金術」実証実験を計画している。実験に先立ち、モンテカルロ計算コードMVP を用いて水銀装荷による反応度影響や金生成量の評価を行った。

キーワード：金, 水銀, 錬金術, 核変換, 研究炉

1. はじめに

多くの原子核は中性子捕獲反応とそれにともなう崩壊により、Z±1、A+1 の原子核に変換される。このプロセスを意図的に制御することで、豊富に存在する元素から希少な元素を生成できる可能性がある。これを「原子炉錬金術」と称している。

2. 解析の条件と方法

本研究では、インドネシア原子力庁(BATAN)が所有する出力 30 MW の研究炉 RSG-GAS (Reaktor Serba Guna G.A. Siwabessy)の利用を想定した。RSG-GAS の炉心-反射体構成を図 1 に示す[1]。水銀ターゲット容器の装荷位置は中央に近い IP-d と仮定した。図内の数字は各燃料要素の燃焼度クラス（炉内滞在サイクル数）を示している。

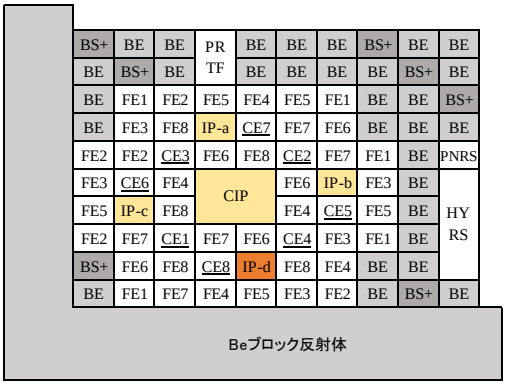


図 1 炉心−反射体構成

FE：燃料要素　BE：Be 反射体要素
CE：制御要素　BS+：穴付き Be 反射体要素
IP：照射位置　PNRS：空気圧システム
CIP：中央照射位置　HYRS：水圧システム

水銀容器は、安全上の観点から直接炉心へ装荷するのではなく、炉心上部から内部へ続く案内管内に装荷することとした。水銀容器のサイズは直径 7.01cm、長さは 10~60cm の範囲で 10cm 刻みの 6 種類とし、容器の上端、中央、下端がそれぞれ炉心の上部、中央、下部と接するよう軸方向装荷位置を変化させた。

解析にはモンテカルロ計算コード MVP2.0 を使用し、核データライブラリには JENDL-4.0 を用いて、水銀容器長さ(∝水銀装荷量)、軸方向装荷位置をパラメーターとして反応度影響及び金の生成量を評価した。

3. 結果

解析対象炉心は、制御棒が炉心上部から 30cm 挿入され軸方向中性子束分布が歪んでいるため、水銀装荷の反応度影響は、「上部」で小さく「中央」と「下部」では同等の値を示した（図 2）。

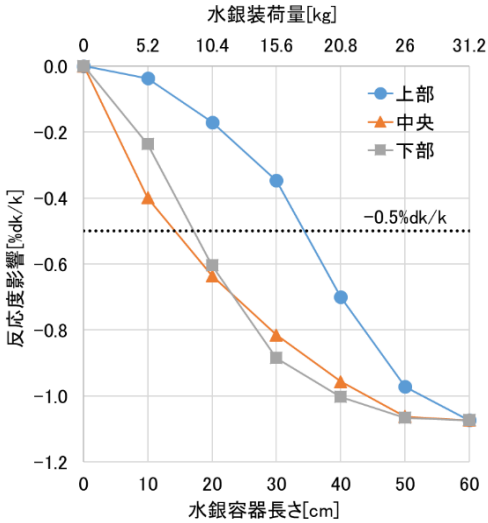


図 2 水銀装荷による反応度影響

照射物装荷時に許容される反応度影響は、照射期間に依存し、a) 1 サイクル(50 日)照射の場合 0.5%dk/k 以下、b)1 年以上照射の場合 1 本の制御棒価値(約 1.63%)[1]以下、とされている。本実験では 1 年以上の装荷を想定しているため、検討した最大量（容器長さ 60cm、水銀量 31.2kg)の装荷可能であることが確認された。

参考文献

[1] Liem Peng Hong, et al., Nuclear Engineering and Design 240 (2010) 1433–1442

* Soma Nakamura[1], Liem Peng Hong[1,2], Naoyuki Takaki[1]　1 Tokyo City Universitiy, 2 Nippon Advanced Information Service

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

Thu. Sep 6, 2018 4:10 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:10 AM - 9:00 AM UTC | Room L D12 -D Building

[2L06-12] Nuclear Transmutation 2

Chair:Naoto Aizawa(Tohoku Univ.)

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

[2L06] Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(3)Design study on a MOX fuel fast reactor core loading highly concentrated MA-containing metal fuel

*Kazuya Ohgama[1], Toshiharu Hara[2], Hirokazu Ohta [2], Shigeo Ohki [1], Masatoshi Iizuka[2] (1. JAEA, 2. CRIEPI)

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

[2L07] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(16) Overall Summary

*KAZUO ARIE[1], YASUSHI TSUBOI[1], TAKASHI OMORI[1], AKIHIRO HARA[1], MASATOSHI IIZUKA[2], HIROKAZU OHTA[2], YUJI ARITA[3], HIRONOBU UNESAKI[4] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, 2. CRIEPI, 3. University of Fukui, 4. Kyoto University)

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

[2L08] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(17) Core design and fuel integrity evaluation

*Yasushi Tsuboi[1], Hirokazu Ohta[2], Yuji arita[3], Kazuo Arie[1], Akihiro Hara[1], Mitsuaki Yamaoka[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solution Corporation, 2. CRIEPI, 3. Fukui University)

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

[2L09] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(18) Measurement of Doppler Effect for Metallic Fuel Alternative Alloy Material with Pulsed Neutron Source II

*Hironobu Unesaki[1], Tadafumi SANO Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1], Akihiro Hara[2] (1. Kyoto University, 2. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

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

[2L10] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(19) Studies on higher rare earths FPs decontamination process alternatives

*Yoshiharu Sakamura[1], Masatoshi Iizuka[1], Tsuyoshi Murakami[1], Takashi Omori[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

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

[2L11] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(20) Salt Distillation and Consolidation into Glass-bonded Sodalite Form Using Rare-earth Precipitate Generated in Molten Salt

*Koichi Uozumi[1], Masatoshi Iizuka[1], Takashi Omori[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Toshiba Energy Systems and Slutions Corporation)

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

[2L12] Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(21) Study on an electro-refining process of high-content-Zr TRU metal fuel and its recycling facility

*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], Yasushi Tsuboi[1], Kazuo Arie[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation)

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発
(3)高濃度 MA 含有金属燃料装荷・MOX 燃料高速炉の炉心設計

Development of highly flexible technology for recovery and transmutation of minor actinide

(3) Design study on a MOX fuel fast reactor core loading highly concentrated MA-containing metal fuel

*大釜 和也[1]，原 俊治[2]，太田 宏一[2]，大木 繁夫[1]，飯塚 政利[2]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 電力中央研究所

柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発の一環として、本研究では、高濃度 MA 含有金属燃料を混合酸化物(MOX)燃料高速炉に非均質に装荷し、炉心安全性と MA 核変換量の増大を目指した炉心概念の核および熱流動設計を実施した。

キーワード：金属燃料、MA 核変換、ナトリウム冷却高速炉、核設計、熱流動設計

1. 緒言

湿式再処理・MOX 燃料を利用した高速炉サイクルに、比較的容易に MA の扱いが可能で、かつ、小規模でも経済性に優れる等の特長を有する金属燃料－乾式再処理を加えることで、既存インフラを有効に活用しつつ、早期に高速炉における MA 核変換を実用化できる可能性がある。本研究では、このようなサイクル実現のため、炉心安全性と MA 核変換性能の両立を目指した高濃度 MA 含有金属燃料(以下、MA 金属燃料)装荷 750MWe MOX 燃料炉心の炉心設計成立性を確認した。

2. 検討条件・解析方法

本研究では、MOX 燃料炉心の外側炉心最外周に 60 体の 16wt%MA 含有金属燃料集合体を非均質装荷した炉心(以下、非均質装荷炉心)を対象とした[1]。同炉心の MOX 燃料は高除染再処理で回収した U-Pu および随伴する Np のみを含有する。3 次元拡散燃焼計算により炉心特性を評価し、3wt%MA 含有 MOX 燃料炉心(均質装荷炉心)の特性と比較した。得られた出力分布を用い、被覆管温度および累積損傷和(CDF)制限を満たす必要流量を評価した。

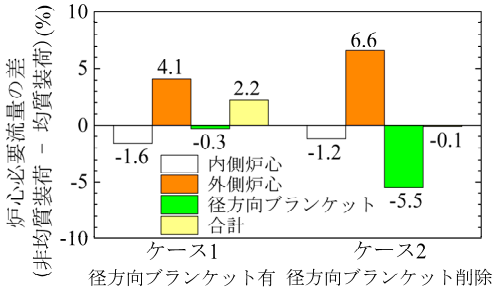


図 1 炉心必要流量の比較

表 1 炉心特性の比較

炉心特性	非均質装荷炉心(ケース2)[*1]	均質装荷炉心[*1]
冷却材Naボイド反応度 [$]	6.0	6.0
ドップラ係数[Tdk/dT]	-4.4E-03	-4.6E-03
最大線出力 (MOX/金属) [W/cm]	407/366	408/-
MA核変換量 [kg/GWe-y][*2]	89	53
増殖比 [-]	1.00	1.12

[*1] LWR 45～49GWd/t使用済燃料を炉外時間40年で低除染再処理(TRU一括回収)(MA含有率が高く、Puフィッサイル率が低い組成).

[*2] 定検期間45日を考慮.

3. 検討結果

金属燃料の被覆管温度制限は、燃料と被覆管の接触による液相形成回避のため、MOX 燃料よりも 50℃低い 650℃としている。均質装荷炉心の炉心冷却材流量 9000kg/s および冷却材出/入口温度 550/395℃を変更せずに、この制限を満たすための検討を行った。多様な燃料組成における成立性を確認するため、2 つの代表組成で評価した。図 1 は、基準とした均質装荷炉心に対する非均質装荷炉心(ケース 1)の各領域の相対流量(9000kg/s に対する割合)の差を示す。非均質装荷炉心は、MOX 燃料内に Am を含まないため、内側炉心の CDF が緩和し、必要流量が 1.6%改善した。一方、MA 金属燃料を装荷した外側炉心の必要流量が 4.1%増加し、合計で 2%以上増加した。そこで、ケース 2 では、出力に対する必要流量が高い径方向ブランケット燃料をステンレス遮蔽体に置換することで必要流量合理化を図った。径方向ブランケット削除(6.5%改善)および置換したステンレス遮蔽体の流量(ここでは全炉心流量の 1%を想定)で、差し引き 5.5%の改善となった。一方、削除した径方向ブランケットの出力を分担する内側および外側炉心はケース 1 より必要流量が増加した。この結果、均質装荷炉心と比較し、外側炉心で 6.6%増加し、内側炉心は 1.2%低下となった。結果、必要流量の合計は均質装荷炉心と同等に抑えることできた。ケース 2 の炉心特性を表 1 に示す。冷却材 Na ボイド反応度およびドップラ係数は均質装荷炉心と大きな差はない。最大線出力も制限値(MOX 燃料 430W/cm、金属燃料 500W/cm)を満たす。径方向ブランケットを削除したため、均質装荷炉心より低い約 1.00 となった。以上により、核・熱流動設計が成立性する見込を得た。

参考文献

[1]大釜他, 柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発(2), 日本原子力学会 2017 年秋の大会, 3H07, (2017).

※本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業「柔軟性の高い MA 回収・核変換技術の開発」の成果である。

*Kazuya Ohgama[1], Toshiharu Hara[2], Hirokazu Ohta[2], Shigeo Ohki[1] and Masatoshi Iizuka[2]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] Central Research Institute of Electric Power Industry.

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発（16）全体成果概要

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA (16) Overall Summary

*有江和夫[1]、坪井靖[1]、大森孝[1]、原昭浩[1]、飯塚政利[2]、太田宏一[2]、有田裕二[3]、宇根﨑博信[4]
[1]東芝エネルギーシステムズ、[2]電中研、[3]福井大学、[4]京都大学

H26 年度から H29 年度まで実施した表記文科省公募研究成果を 6 件シリーズにて報告する。本報では、その全体成果概要として、U を含まない MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルの成立見通しを得たことを示す。

キーワード：TRU 燃焼、ウラン無し TRU 金属燃料高速炉サイクル、炉心設計、燃料設計、乾式再処理

1. 背景と目的

当面、LWR が主流であることを踏まえると、極力、少ない高速炉基数で軽水炉からの TRU を定常的に燃焼処理できるシステムが望まれる。このため、TRU 燃焼効率を極大化できる、U を含まない MA 入り Pu 燃料（TRU 燃料）を用いた金属燃料高速炉サイクルの成立性を評価した。

2. 技術課題の検討結果

本システムの炉とサイクルの技術課題は各種試験（TRU 試験含む）、解析等により解決できる見通しを得た（表 1）。

表 1　主要技術課題に対する研究成果

項目	技　術　課　題	本 研 究 成 果
炉心	従来と同程度の炉心安全特性および燃焼期間を満足するTRU金属燃料炉心の確立が必要	BeO減速材導入・低線出力扁平炉心により、従来と同等の安全性を有する、Uを含まないTRU燃焼金属燃料炉心を構築し、その成立見通しを得た。Uを20%程度添加しても燃料物性の不確かさが大きく、あまり性能改善されない可能性。
	燃料溶融時の燃料挙動が従来と異なり、過酷事故影響が厳しくなる可能性	構築したTRU金属燃料炉心の過酷事故時の挙動を評価検討し、従来の金属燃料炉心と同様、過酷事故収束の見通しを得た。
	ドップラー効果増強のための新たな燃料合金材は断面積の不確かさが大きい	燃料合金代替材Mo、Nbのドップラー効果の評価精度±20%以下を確認。LINACによる中性子共鳴吸収分光法にてドップラー効果の精度評価が可能。
燃料	高Zr含有燃料の融点、熱伝導率等基礎物性が不十分、かつ種々の組成での燃料照射挙動が未確認	Zr高含有TRU金属燃料の融点、熱伝導率を熱力学計算等にて取得。これらやZr高含入燃料を含む過去の照射データ等に基づく燃料挙動解析により、構築した炉心の燃料健全性は通常の金属燃料炉心と同等であることを確認。
	TRUを多く含むため、Puによる被覆管内面侵食が増加	CrあるいはVライナを被覆管内面に設けることにより、TRU高含有金属燃料の内面侵食は防止できることをPu試験及びPu-Am試験にて確認。
	再処理時に希土類FP(RE)の新燃料への混入が増加し、RE偏在が懸念される	新燃料中の希土類FP混入量が2wt%以下であれば燃料健全性に影響を与えるほどのRE偏在は生じないことをRE溶解試験にて確認。
再処理	高Zr/TRU含有燃料のRE除染性能の向上が必要	塩処理頻度増加、還元抽出による使用済塩からのRE除去あるいはGa陰極適用により、より高い除染性能が得られることをマスバランス評価等にて確認。この内、塩処理量増大などの影響を踏まえ、従来のCd陰極の代わりにGa陰極を選択。
	Zr高含有燃料のアクチニド回収実績が少ない	従来の電解法でも高Zr含有燃料を処理できる可能性はあるが、処理速度の大幅低下やZrの塩中への溶解を招く懸念があるため、Zrを塩中に溶解させないで燃料を回収できるCd陽極電解法が有望であることを種々の電解試験にて確認。
	Zr高含有燃料の廃棄物処理実績が少ない	Zr高含有金属廃棄物の固化処理技術、使用済塩からのRE沈殿除去、沈殿物を含むソーダライト固化体製造技術の見通しを種々の廃棄物処理試験にて確認。

3. 導入効果の評価結果

本システムの導入効果を評価した結果、20GWe の軽水炉から毎年発生する TRU を約 5GWe のシステムにて継続的に燃焼処理できることを確認した（図 1）。また、その TRU 燃焼コストは従来の U を含むブランケット無し高速炉サイクル[1]の約 1/4 になる見通しを得た。

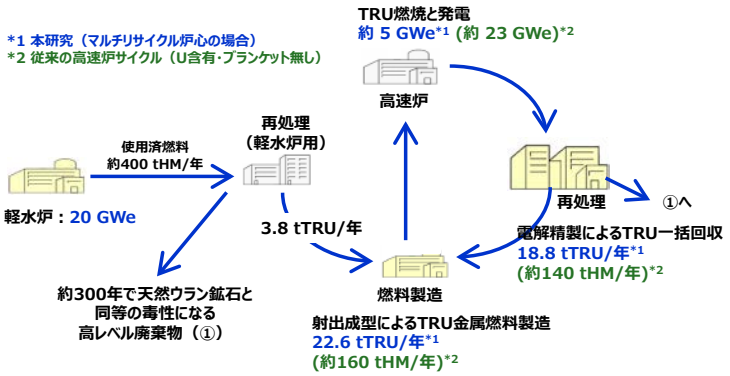


図 1　本システムの導入効果

4. まとめ

本システムにより高速炉を大規模に導入しなくとも TRU の蓄積を防止し、高レベル放射性廃棄物の有害度を早期に低減できることが分かった。また Pu の燃焼処理も可能であり、更に、燃料増殖が必要になった場合でも、燃焼システムから増殖システムに柔軟に移行できる。今後、国際協力も含め本技術の実証を着実に進めることが重要である。本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施した。

参考文献

[1] E. A. Hoffman, et al., “Preliminary Core Design Studies for the Advanced Burner Reactor Over a Wide Range of Conversion Ratios”, ANL-AFCI-177, September 29, 2006.

*Kazuo Arie[1], Yasushi Tsuboi[1], Takashi Omori[1], Akihiro Hara[1], Masatoshi Iizuka[2], Hirokazu Ota[2], Yuji Arita[3] and Hironobu Unesaki[4] 、 [1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]CRIEPI, [3]Univ. of Fukui, [4]Kyoto Univ.

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （17）炉心検討と燃料健全性評価

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA (17) Core Design and Fuel Integrity Evaluation

*坪井靖[1]、有江和夫[1]、原昭浩[1]、山岡光明[1]、太田宏一[2]、有田裕二[3]
[1]東芝エネルギーシステムズ、[2]電中研、[3]福井大学、

U を含まない MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルにおいて、TRU 金属燃料炉心の炉心を設計し、本炉心の燃料の健全性評価を行い成立の見通しを得た。

キーワード：TRU 燃焼、ウラン無し TRU 金属燃料高速炉サイクル、炉心設計、燃料挙動

1. 目的

U を含まない MA 入り Pu 金属燃料（TRU 金属燃料）の炉心を設計し、本炉心での燃料健全性を評価し、成立性を確認する。

2. 炉心設計

炉出力 714MWth の TRU 金属燃料炉心を設計した。燃料組成は融点が U 有燃料(U-TRU-10wt%Zr)と同程度となる、TRU-40wt%Zr 燃料を用い、それに伴う燃料熱伝導の低下[(1)]に対応し線出力を制限した。 U 無しに伴うドップラー係数の低下、ボイド反応度の増加に対しては、炉心高さを 55cm と低くし、減速材ピンと燃料ピンを混合し装荷した。また燃料組成では軽水炉取出し組成と、マルチリサイクルの Pu 組成に対して設計し、マルチリサイクルによりフィッサイルが低下した燃料を扱う場合は、集合体中の減速材(BeO)ピン／燃料ピンの比率を変えて臨界性及び出力分布を調整した。設定した炉心配置と燃料集合体構成を図１に示す。

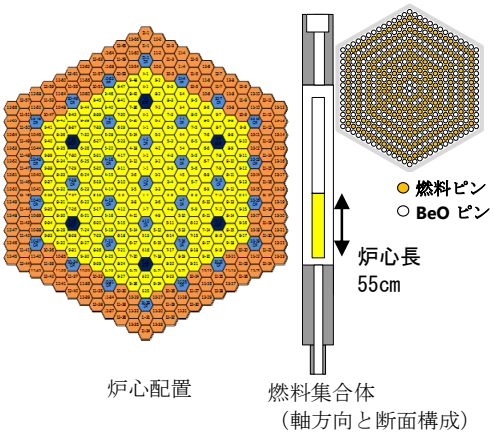


図１炉心配置、燃料集合体構成

3. 燃料健全性評価

TRU 金属燃料の照射挙動の特徴を踏まえて調整をした金属燃料照射挙動解析コード ALFUS[(2)]により、燃料照射条件と被覆管内面腐食防止のバリア材装荷を考慮した燃料仕様により燃料健全性評価を行った。図２に定格時のクリープ破断に関する累積損傷和（CDF）の燃焼度依存性を示す。寿命末期においても CDF は十分に１を下回っており、照射期間を通じて燃料は健全である見通しである。

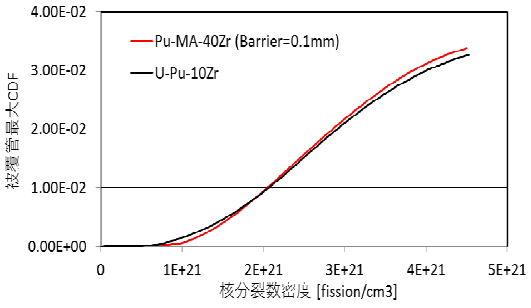


図２燃料健全性解析評価結果

4. まとめ

U を含まない TRU 金属燃料について、軽水炉取出し燃料とマルチリサイクル燃料を用いた炉心を設計し、本炉心の燃料健全性評価を評価し成立性の見通しを得た。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施した。

参考文献

[1] Y. Arita et al., “Innovative TRU burning Fast Reactor Cycle Using U-free TRU Metallic Fuel –Estimation of Thermal properties of Pu-Zr Metal Fuel” Asian Nuclear prospect 2016 Nuclear Fuel Cycle for Sustainable Energy Supply and Human Properties Tohoku-Univ., Sendai ,Japan. [2] T. Ogata and T. Yokoo, “Development and validation of ALFUS: An irradiation behavior analysis code for metallic fast reactor fuels”, Nucl. Tech., 128, 1999.

*Yasushi Tsuboi[1],Kazuo Arie[1], Akihiro Hara[1], Mitsuaki Yamaoka[1], Hirokazu Ohta[2] and Yuji Arita[3]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, [2]CRIEPI, [3]Univ. of Fukui

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （18）パルス中性子源を用いた金属燃料代替合金材のドップラ効果測定 III

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA (18) Measurement of Doppler Effect for Metallic Fuel Alternative Alloy Material with Pulsed Neutron Source III

*宇根崎博信[1]、佐野忠史[1]、堀順一[1]、高橋佳之[1]、中島健[1]、原昭浩[2]
[1]京都大学、[2]東芝エネルギーシステムズ

表記文科省公募研究の一環として、H26 年度から H29 年度にかけて京都大学複合原子力科学研究所に設置された電子 LINAC（以下、京大ライナック）のパルス中性子源を用いて金属燃料代替合金材の候補である Mo と Nb のドップラ効果を測定した。実験では TOF 法を用いて温度 300K と 600K における各試料の中性子共鳴吸収率を測定した。本発表ではこれまでの 4 年間の成果についてレビューするとともに、今後の展開について報告する。

キーワード：ドップラ効果、燃料合金材、パルス中性子源、TOF 法

1. 背景と目的

本研究開発事業で検討した炉心のドップラ係数を改善する方策として、金属燃料合金材の Zr の代わりに Mo や Nb を用いることが将来オプションのひとつと考えられる。しかし、これらの核種のドップラ反応率の評価精度は不明確であることから、本研究では、代替候補材である Mo, Nb を対象として、京大ライナックのパルス中性子源を用いて中性子吸収率の微分値を TOF 法で測定することにより、共鳴エネルギー領域におけるドップラ反応率比を取得することを目的とした。

2. 本研究で得られた成果

測定にあたっては、京大ライナックのパルス中性子源のエネルギー分解能の評価や照射場の中性子分布の数値計算等及び予備試験の知見及び予備実験で得た知見により、鉛シャドーバーを最適な位置に配置することによりガンマフラッシュの影響を抑制し、さらに、検出器まわりの中性子遮蔽強化によりバックグラウンドを低減した。その結果、Nb について数 keV までの共鳴領域に対してドップラ反応率比の測定に成功した[1]。得られた Mo の実験値と Nb の実験値を数値計算結果と比較したところ、いずれの核種も主要な共鳴を含むエネルギー群に対しては 10%以内の精度で予測可能であることを確認した[1]。

3. 今後の展開

研究過程において、共鳴の自己遮蔽因子とドップラー効果は強い相関性があることを見出した。本研究開発で用いた試料は Mo と Nb であり核反応においては中性子捕獲よりも散乱が大きな寄与を占める。本研究開発で示した共鳴自己遮蔽因子とドップラー効果の相関性を一般化するために、中性子捕獲が中心の核種を用いた実験を予定している。

4. まとめ

本研究では TOF 法を用いて共鳴吸収領域の積分中性子吸収率の温度による変化量の測定を実施した。その結果、本研究開発事業で着目した代替合金材である Mo 及び Nb のドップラー効果評価の所期の目標精度である 20 %を実現できた。TOF 法を用いたドップラー効果測定は今後も継続して実施する予定である。本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施した。

参考文献

[1] 宇根崎他、日本原子力学会 2017 秋の大会、3G14

*Hironobu Unesaki[1], Tadafumi Sano[1], Jun-ichi Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Ken Nakajima[1], Akihiro Hara[2]
[1]Kyoto Univ., [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （19）希土類元素に対する高除染プロセスの検討

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA
(19) Studies on higher rare earths FPs decontamination process alternatives

*坂村 義治[1]，飯塚 政利[1]，村上 毅[1]，大森 孝[2]
[1]電中研，[2]東芝エネルギーシステムズ

U を含まない MA 入り Pu 金属燃料（TRU 金属燃料）を用いる高速炉サイクルでは、共存する希土類元素の影響によりリサイクル燃料合金組成が不均一になることを避けるため、乾式再処理において一定以上の希土類 FP 除染性能を保つ必要がある。乾式再処理における標準的な TRU 元素回収方法とされている液体 Cd 陰極を使ってもリサイクル燃料中における希土類元素混入量制限は満たされるが、さまざまな MA 含有物質を原料とする可能性を想定すると、代替陰極材料として液体 Ga を用いる方法が最も適切と考えられた。

キーワード：金属燃料高速炉サイクル、ウラン無し TRU 金属燃料、乾式再処理、希土類 FP、除染性能、プロセス設計、マスバランス

1. 検討対象と前提

乾式再処理における TRU／希土類（RE）除染性能向上方法として、Cd 代替陰極材料（Bi および Ga）を用いた電解精製、電解精製使用済塩の処理（RE などの FP 除去）頻度増大の 2 つを検討し、液体 Cd 陰極を用いた場合と比較した。これらの変更点以外については三元系金属燃料（U-Pu-Zr）を対象とする乾式再処理プロセスフローを踏襲した。使用済 TRU 金属燃料の組成は拡散燃焼計算により求めたもの[1]である。

2. 結果と考察

TRU 回収用液体陰極材料として Cd、Bi、Ga を用い、電解精製使用済処理頻度（電解槽内全量に対する 1 日あたり処理割合）を数段階に変化させて乾式再処理を行った場合の、新燃料中 RE 量計算結果を図 1 に示す。塩処理量 2%以上であれば、Cd 陰極を用いた場合にも RE 混入量の制限値とされる 2%[2]以下に留めることができる。ただしこの計算では、燃焼分を補うために外部から供給される TRU 元素には FP が共存しないと仮定しており、高レベル廃液から MA を回収して TRU 金属燃料高速炉サイクルに導入する場合などには、より多くの RE が混入することに注意が必要である。塩処理量を増やせば新燃料への RE 混入量が減少するが、溶融塩中 FP 濃度が低い条件下でゼオライトへの FP 吸着を行う必要があるため、吸着効率が低下して廃棄物発生量が増大する可能性が高い。

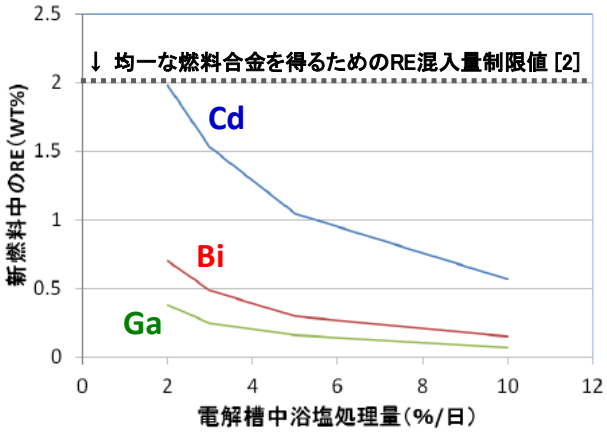


図1 陰極材料、電解精製使用済塩処理量が新燃料中RE量に与える影響

これらの観点から、TRU 金属燃料乾式再処理における RE 除染性能向上策としては、代替陰極材料として液体 Ga を用いる方法が最も適切と考えられた。なお、陰極材料変更、塩処理量増大のいずれのオプションを採用しても、装置数や設置面積の増大への影響は大きくないと考えられる。

謝辞

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施した。

参考文献

[1] K. Arie et. al., *Proc.* ICAPP2014, Charlotte, April 6-9, 2014.
[2] K. Arie et. al., 14th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Hilton San Diego Mission Valley, San Diego, CA, United States, 17-20 October 2016

*Yoshiharu Sakamura[1], Masatoshi Iizuka[1], Tsuyoshi Murakami[1] and Takashi Omori[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 (20) 溶融塩中で生成した希土類沈殿の塩蒸留およびガラス結合ソーダライト固化

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA
(20) Salt Distillation and Consolidation into Glass-bonded Sodalite Form Using Rare-earth Precipitate Generated in Molten Salt

*魚住 浩一[1]，飯塚 政利[1]，大森 孝[2]
[1]電力中央研究所，[2]東芝エネルギーシステムズ

$GdCl_3$ を含む LiCl-KCl 溶融塩に Li_2O を添加して生じた沈澱を含む凝固塩を蒸留し、残渣である Gd_2O_3 をガラス結合ソーダライトに混ぜた固化体に転換する試験を行い、溶融塩中で沈殿させた希土類 FP を安定に固化できる見通しを得た。

キーワード：金属燃料高速炉サイクル，ウラン無し TRU 金属燃料，乾式再処理，希土類 FP，沈澱，塩蒸留，ガラス結合ソーダライト固化

1. 緒言

ウラン無し TRU 金属燃料の再処理に際して、使用済塩に溶解している希土類 FP を酸化物等の形態で沈澱させて分離し、これをガラス結合ソーダライト原料に混ぜて一緒に固化することが検討されている[1]。そこで、$GdCl_3$ を含む LiCl-KCl 溶融塩に Li_2O を添加して生じた沈澱を含む凝固塩を蒸留し、残渣をガラス結合ソーダライト原料に混ぜて固化体に転換する試験を行った。

2. 実験方法

$GdCl_3$ を含む LiCl-KCl 溶融塩に Li_2O を添加後、沈殿を含む凝固塩（約 1.9g、図中 a）を分取し、最高 1000℃での真空蒸留により塩成分を除去した。得られた残渣（0.138g、図中 b）を塩浸漬済ゼオライトやガラス粉末と混合し（図中 c）、Ar ガス気流下、最高 915℃にて、最大 1270g-重/cm^2 の単軸プレスによりガラス結合ソーダライト固化体（9.3g、図中 d）を製造した。

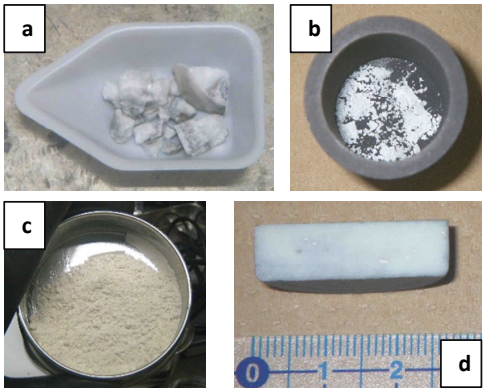


図　Gd 沈殿含有凝固塩の蒸留およびガラス結合ソーダライト固化時の様子
（a：沈殿含有凝固塩、b：塩蒸留後の残渣、c：ガラス結合ソーダライト原料との混合物、d：得られた固化体の断面）

3. 実験結果

蒸留残渣の X 線回折および硝酸溶解液の組成分析により、残渣は Gd_2O_3 であり、塩相成分はほぼ完全に除去されたことを確認した。また、実際の蒸留残渣あるいは Gd_2O_3 試薬を含むガラス結合ソーダライトを作製し、空隙率が 10～20%相当の稠密な固化体が得られた。よって、溶融塩中で沈殿させた希土類 FP を安定に固化できる見通しを得た。

謝辞　本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施した。

参考文献　[1] 魚住 他、日本原子力学会 2017 年秋の大会、2K02.

*Koichi Uozumi[1], Masatoshi Iizuka[1] and Takashi Omori[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

MA 入り Pu 金属燃料高速炉サイクルによる革新的核廃棄物燃焼システムの開発 （21）Zr 高含有金属燃料の電解プロセス及びリサイクル施設検討

Development of Innovative Nuclear Waste Burning System by Fast Reactor Cycle Using Pu Metallic Fuel with MA

(21) Study on an electro-refining process of high-content-Zr TRU metal fuel and its recycling facility

*大森 孝[1]，中村 等[1]，坪井 靖[1]，有江 和夫[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

TRU 金属燃料高速炉で用いる Zr 高含有燃料(TRU-40wt%Zr)の再処理方法として、燃料を溶解した Cd 相を陽極、液体 Ga を陰極とする電解プロセスを選定した。本施設の経済性評価を主要機器の概略評価から行ったところ、TRU 燃焼量あたりのシステムコストは、従来の U も含むブランケット無し TRU 燃焼高速炉サイクル(転換比 0.75)の約 1/4 に削減できる見通しを得た。

キーワード：金属燃料高速炉サイクル，電解精製，U 無し TRU 金属燃料，Cd 陽極，リサイクル施設検討

1. 研究の背景と目的

これまでの本研究では、Zr 含有率が約 40w%と高くなる、U を含まない TRU 金属燃料を想定した種々の電解プロセスの試験を実施してきた[1]。それらに基づき電解プロセスを選定するとともに、対応するリサイクル施設を検討し、TRU 金属燃料高速炉サイクルの経済性を評価した結果を報告する。

2. 電解プロセスの選定

Zr 高含有金属燃料の電解試験に基づく主な電解プロセスの比較を表 1 に示す。Cd 陽極電解法は Zr が塩中にほとんど溶解しないため挙動がシンプルであり、これに FP の除染性能が向上できる Ga 陰極を組み合わせた電解法を代表プロセスとした。

表 1　主な電解プロセスの比較

項 目	アクチニド選択的陽極溶解法（従来法）	アクチニド-Zr全量溶解電解法	Cd陽極電解法（選定プロセス）
長 所	・高い電流効率 ・塩中へのZr溶解が少ない	・高い電流密度	・塩中へのZr溶解はほとんどない
短 所	・極度に低い電流密度 ・電解進展とともに陽極近傍燃料のZr含有率が上昇し、陽極溶解が困難になる可能性あり	・低い電流効率 ・塩中に溶解したZrイオンと燃料の交換反応等により、電解挙動が複雑化	・電解前に燃料をCdプールに化学溶解させる必要あり
総合評価	U試験データの範囲では実用性は見通せない（ただし、TRU燃料では長時間電解の可能性は残る）	電解途中で塩中Zr除去など煩雑な操作が必要	塩中にZrが溶解しないため電解挙動がシンプルであることなどから、本研究の代表プロセスに選定

3. リサイクル施設の検討

20GWe の軽水炉から毎年発生する 3.8t の TRU を継続的に燃焼処理できる、4.9GWe の TRU 金属高速炉のリサイクル施設（処理容量：18.8tTRU/年）のマスバランス、必要機器台数等を評価し、本システムの経済性を概略評価した。再処理・燃料製造プロセスの従来[2,4]からの変更点は、①Cd プールへの燃料溶解の追加、②U 回収工程の削除、③液体 Ga 陰極中の TRU 回収工程の追加である。また燃料の比崩壊熱の増加や臨界制限量の低下により一バッチ当たりの燃料取扱量が低下することなどから、電解や燃料製造関連等の装置台数が増加する。一方、U がないため取扱う燃料量は従来システムよりも少なくなるため、サイクル施設のコストを炉の単位出力当たりで比較すると結果的に従来とほぼ同等になる。しかし、従来システムでは TRU 燃焼性能が低いため、TRU 燃焼量が同じ条件下で比較すると、本システムの発電コストは従来[3,4]の約 1/4 になる見通しを得た。尚、本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業の一環として実施した。

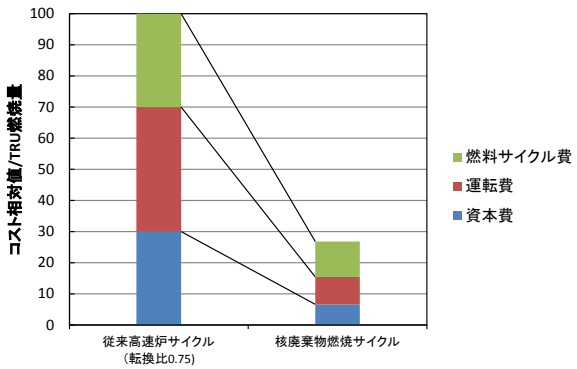


図 1　システムコストの比較

[1]大森他、原子力学会（2016 秋の大会 J48，2017 年秋の大会 2K04，2018 年春の年会 3N04)、[2]実用化戦略調査研究 JAEA-Research2006-043、[3]FaCT フェーズ 1 JAEA-Evaluation 2011-003、[4]電力中央研究所報告 L11009 平成 24 年 7 月

*Takashi Omori[1], Hitoshi Nakamura[1], Yasushi Tsuboi[1]and Kazuo Arie[1], [1]Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

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

Thu. Sep 6, 2018 9:30 AM - 10:55 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room M E11 -E Building

[2M01-05] Subcriticality Experiment and Evaluation 1

Chair:Daisuke Sato(MHI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2M01] Feynman-α Analysis for a Subcritical Reactor System Driven by an Unstable Spallation Neutron Source

*Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[2], Sin-ya Hohara[2], Kengo Hashimoto[2], Masao Yamanaka[3], Tadafumi Sano[3], Cheolho Pyeon[3] (1. Graduate Shcool of Science and Engineering, Kindai University, 2. Atomic Energy Research Institute, Kindai University, 3. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2M02] Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System (6) Overview of ADS Experiments with U-Pb Zoned Core

*Cheol Ho Pyeon[1], Masao Yamanaka[1], Kenichi Watanabe[2], Naoto Aizawa[3], Tomohiro Endo[2], Go Chiba[4], Wilfred van Rooijen[5] (1. Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, 2. Nagoya University, Graduate School of Engineering, 3. Tohoku University, Graduate School of Engineering, 4. Hokkaido University, Graduate School of Engineering, 5. University of Fukui, Research Institute of Nuclear Engineering)

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

[2M03] Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System (7) Experimental Analyses of Kinetics Parameters

*Masao Yamanaka[1], Tomohiro Endo[2], Go Chiba[3], Wilfred Van Rooijen[4], Cheol Ho Pyeon[1] (1. Instetute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University, 2. Nagoya University, 3. Hokkaido Unviersity, 4. Fukui University)

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

[2M04] Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System (8) On-line Monitoring of Kinetic Parameters

*Kenichi Watanabe[1], Tomohiro Endo[1], Masao Yamanaka[2], Cheol-ho Pyeon[2] (1. Nagoya Univ., 2. Kyoto Univ.)

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

[2M05] Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System (9) Measurement of Subcritical Multiplication Factor

*Naoto Aizawa[1], Masao Yamanaka[2], Cheol Ho Pyeon[2] (1. Tohoku University, 2. Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

10:45 AM - 10:55 AM JST | 1:45 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

不安定な核破砕中性子源駆動下の未臨界炉体系に対する Feynman-α解析

Feynman-α Analysis for a Subcritical Reactor System Driven by an Unstable Spallation Neutron Source

*中嶋 國弘[1]，左近 敦士[2]，芳原 新也[2]，橋本 憲吾[2]，山中 正朗[3]，佐野 忠史[3]，卞 哲浩[3]
[1]近畿大学大学院総合理工学研究科，[2]近畿大学原子力研究所，[3]京都大学複合原子力科学研究所

京都大学臨界集合体（KUCA）の加速器駆動未臨界炉体系において、核破砕中性子源による Y_∞の増加と Multiplicity の観測を目的とした Feynman-α解析を実施した。陽子ビーム強度の不安定性の影響が観察されたが、この影響を線形近似で考慮することにより Y_∞の増加が確認され、核破砕反応の放出中性子の Multiplicity を定量的に評価することができた。

キーワード：中性子相関解析，Feynman-α，核破砕中性子源，KUCA，ADS

1. 緒言

Feynman-α法の加速器駆動システム（ADS）への適用では、核破砕反応で放出される多量の中性子を中性子源とするため、飽和相関振幅 Y_∞は Am-Be 中性子源の場合と比較して増大することが理論的に示されている。[1] 本研究では実験的に Y_∞の増大を確認し、核破砕反応当たりの中性子放出数の決定を試みた。

2. 実験方法

京都大学臨界集合体（KUCA）の A 架台に構築された ADS 模擬体系に BF_3 計数管を設置し、Am-Be 定常中性子源及び核破砕パルス中性子源駆動下での時系列データを幾つかの未臨界度の異なる体系で 30 分間取得し、Feynman-α法による炉雑音解析から Y_∞を算出した。なお、核破砕パルス中性子源駆動下における Feynman-α解析では、パルス打ち込み周期（50msec）の整数倍のゲート時間上での Y 値を対象とした。

3. 結果

図１，２に Am-Be 中性子源駆動下と核破砕中性子源駆動下における Feynman-α解析結果を示す。陽子ビーム強度が不安定であったため、核破砕中性子源駆動下では解析対象の Y 値がゲート時間に比例して増大した。この影響を線形近似で考慮して得られた Y_∞は、Am-Be 中性子源駆動下で得られた値に比べ増加していることを確認した。このY_∞の増加から算出した核破砕反応当たりの中性子放出数は 30～70 個となった。今後、大口径計数管使用と陽子ビーム強度の安定化による実験精度向上が課題である。

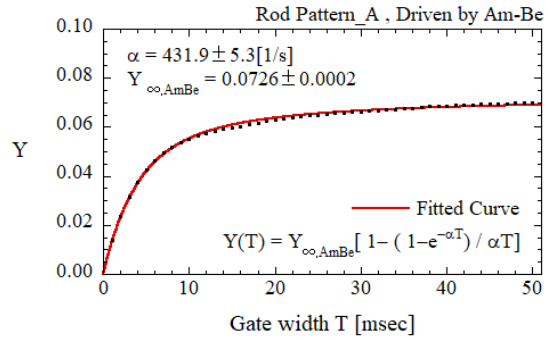


図１：Am-Be 中性子源駆動下の解析結果

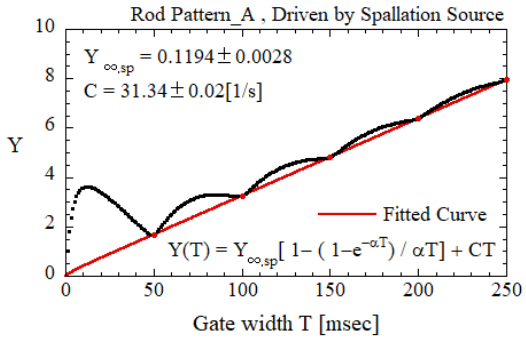


図２：核破砕中性子源駆動下の解析結果

参考文献

[1] I. Pázsit and Y. Yamane, “Theory of neutron fluctuation in source-driven subcritical systems,” *Nucl. Instr. Meth. Phys. Res.*, **A403**, pp.431-441(1998)

*Kunihiro Nakajima[1], Atsushi Sakon[2] , Sin-ya Hohara[2] , Kengo Hashimoto[2], Masao Yamanaka[3] , Tadafumi Sano[3] , and Cheolho Pyeon[3] ([1]Graduate School of Science and Technology, Kindai University, [2]Atomic Energy Research Institute, Kindai University, [3]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University)

加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究
（6）U-Pb ゾーン炉心を用いた ADS 実験

Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System

(6) Overview of ADS experiments with U-Pb zoned core

*卞　哲浩[1]，山中正朗[1]，渡辺賢一[2]，相澤直人[3]，
遠藤知弘[2]，千葉　豪[4]，Wilfred G. van Rooijen[5]
[1]京都大学，[2]名古屋大学，[3]東北大学，[4]北海道大学，[5]福井大学

京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）でのウラン－鉛ゾーンを用いた炉心において、MA 反応率測定、動特性パラメータ測定、未臨界度のオンラインモニタリングおよび未臨界増倍率の測定を行い、実機 ADS の中性子スペクトルを模擬したウラン－鉛ゾーン炉心の中性子特性を検討した。

キーワード：加速器駆動システム、U-Pb ゾーン炉心、動特性解析、未臨界度モニター、反応率分布

1.　緒言：本研究は、加速器駆動システム（ADS: Accelerator-Driven System）による核変換技術への応用に向けた基礎基盤技術の確立を目標としている。KUCA-A 架台において、実機 ADS 炉心の中性子スペクトル（図 1 参照）を模擬したウラン－鉛（U-Pb：図 2 における“f”）ゾーンを炉心内に設け、14 MeV 中性子を発生する DT 加速器および 100 MeV 陽子（Pb-Bi ターゲット）を発生する FFAG 加速器を用いて ADS 実験 [1] を行った。そこでは、MA 反応率測定、動特性パラメータ測定、未臨界度のオンラインモニタリングおよび未臨界増倍率測定が行われ、U-Pb ゾーン炉心の中性子特性についての検討が行われた。

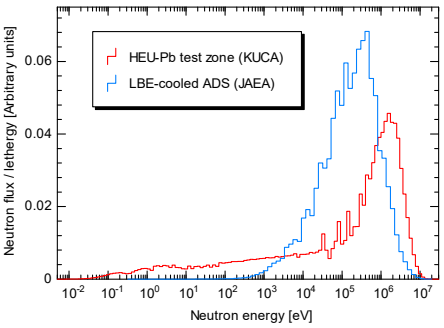


図 1　中性子スペクトルの比較

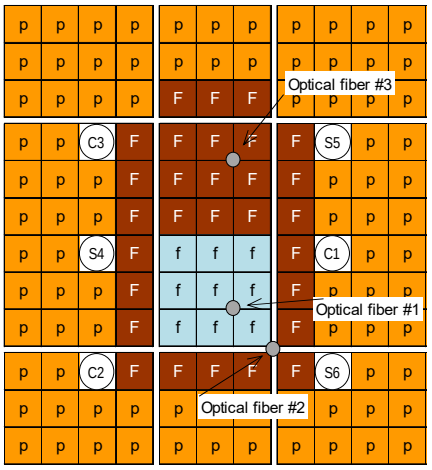


図 2　U-Pb ゾーン炉心（A 架台）

2.　研究の内容：MA 照射実験では、^{237}Np および ^{241}Am の薄膜フォイルに、14 MeV 中性子と高エネルギー中性子（100 MeV 陽子と Pb-Bi ターゲットによる核反応）を別々に直接照射し、ADS による核分裂および捕獲反応率測定についての検討を行った。動特性パラメータ測定では、未臨界度の測定手法間の違い、エネルギー依存性および空間依存性の検討に加えて、短い時間分解能（5 秒程度）での動特性パラメータのオンラインモニタリングについての検討を行った。また、インジウム（In）線を炉心内に設置し、熱中性子に感度を持つ ^{115}In(n, γ)^{116m}In 反応率分布測定の結果を用いて、燃料領域における未臨界増倍率のスペクトル依存性について検討した。

3.　結語：実機 ADS の中性子スペクトルを模擬した U-Pb ゾーン炉心を KUCA-A 架台に設け、高速中性子スペクトル場における炉物理パラメータの測定に関する重要な知見を得ることができた。今後の課題として、^{237}Np および ^{241}Am 照射実験データを用いた核データ起因による不確かさの検討が挙げられる。

参考文献：[1] C. H. Pyeon and M. Yamanaka, KURNS-EKR-001, Inst. for Integrated Radiat. and Nucl. Sci., Kyoto Univ. (2018).

謝辞：本研究は、中部電力株式会社・原子力安全技術研究所による特定テーマ公募研究「加速器駆動システムによる核変換処理の実現の向けた基礎研究」に基づいて得られた成果である。

* Cheol Ho Pyeon[1], Masao Yamanaka[1], Kenichi Watanabe[2], Naoto Aizawa[3], Tomohiro Endo[2], Go Chiba[4], Wilfred G. van Rooijen[5]
[1]Kyoto Univ., [2]Nagoya Univ., [3]Tohoku Univ., [4]Hokkaido Univ., [5]Univ. of Fukui

加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究
（７）動特性パラメータの実験解析

Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System
(7) Experimental Analyses of Kinetics Parameters

*山中 正朗[1]，遠藤 知弘[2]，千葉 豪[3]，Wilfred G. van Rooijen[4]、卞 哲浩[1]
[1]京都大学，[2]名古屋大学，[3]北海道大学、[4]福井大学

KUCA-A 架台に構成した鉛装荷炉心と外部中性子源に 14 MeV の中性子または核破砕中性子を用いた ADS 実験において動特性パラメータ β_{eff}/Λ を測定した。β_{eff}/Λ の実験と固有値計算との比較を通して、β_{eff}/Λ の未臨界度ならびに外部中性子源の依存性について検討した。

キーワード：京都大学臨界集合体実験装置、加速器駆動システム、動特性パラメータ、パルス中性子法、面積比法

1. 緒言　本研究では、加速器駆動システム(ADS)のビームトリップ解析などに用いられる動特性パラメータについて検討した。動特性パラメータは固有値計算により得られるが、ADS では未臨界炉心および外部中性子源によって炉心内の中性子束分布が固有値計算とは異なるため、動特性パラメータも固有値計算とは異なる可能性が考えられる。そこで、外部中性子源および未臨界度の動特性パラメータへの影響を検討することを目的として、未臨界炉心にパルス中性子を入射して動特性パラメータ β_{eff}/Λを測定した。

2. 実験および計算　実験では、2 種類の燃料体(中央: ウラン-鉛、外周: ウラン-ポリエチレン)により構成された炉心を用いて、制御棒の挿入または燃料置換によって未臨界度を変化させた。中性子源には 14 MeV 中性子および 100 MeV の陽子を Pb-Bi ターゲットに衝突させることで生じる核破砕中性子を用いた。検出器には炉心外周に設置された複数個の BF_3 検出器を用いた。β_{eff}/Λはパルス中性子源法のフィッティングにより得られた即発中性子減衰定数と面積比法による$単位の未臨界度を組み合わせて測定した。実験解析では MCNP6.1 と ENDF/B-VII.1 を用いた固有値計算により β_{eff}/Λを求めた。

3. 結果　図 1 に実験および固有値計算で得られたβ_{eff}/Λを示す。制御棒の挿入(Case I)と燃料置換(Cases II から VII)による未臨界度に対して、Case I から Case III までのβ_{eff}/Λの値はほとんど一定であったが、Cases IV から VII では未臨界度が深くなるにつれて減少した。さらに、Cases III から VII では固有値計算と比べてβ_{eff}/Λの値が 30 s^{-1} 程度小さくなることがわかった。すべての Case において中性子源の違いによるβ_{eff}/Λの変化は有意に見られなかった。しかし、興味深いことに同じ未臨界度(Cases I-5 および III)であっても炉心寸法が小さくなることで外部中性子源の影響度合いが増加した。したがって、β_{eff}/Λの値は炉心寸法に依存することがわかった。今後、β_{eff}/Λ測定の空間依存性についても検討し、動特性パラメータの実験解析を進める。

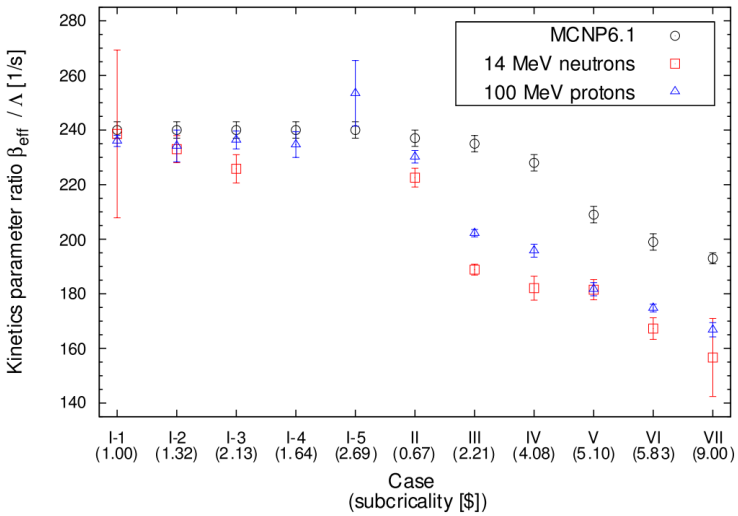


図 1　β_{eff}/Λの実験および固有値計算(MCNP)の比較

参考文献: [1] C. H. Pyeon and M. Yamanaka, KURNS-EKR-001, Inst. for Integrated Radiat. and Nucl. Sci., Kyoto Univ. (2018).

謝辞: 本研究は、中部電力株式会社・原子力安全技術研究所による特定テーマ公募研究「加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究」に基づいて得られた成果である。

---

*Masao Yamanaka [1], Tomohiro Endo[2], Go Chiba[3], Wilfred van Rooijen[4], Cheol Ho Pyeon[1]
[1]Kyoto Univ., [2]Nagoya Univ., [3]Hokkaido Univ., [4]Univ. of Fukui

加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究
(8) 動特性パラメータのオンラインモニタリング

Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System

(8) On-line Monitoring of Kinetic Parameters

*渡辺 賢一[1]，遠藤 知弘[1]，山中 正朗[2]，卞 哲浩[2]

[1]名古屋大学，[2]京都大学

加速器駆動システムにおいて未臨界度をオンラインモニタリングするシステムの開発を行った。製作したシステムを用い、京都大学臨界集合体（KUCA）において、その応答評価試験を行った。

キーワード：加速器駆動システム、オンラインモニタリング、未臨界度

1. 緒言 本研究では、加速器駆動システム（ADS：Accelerator-Driven System）の基礎基盤技術の確立に向けた研究の一環として、未臨界度をオンラインモニタリングするシステムの開発を行った。ADS では、常に未臨界であることが担保されていなければならず、これをオンラインでモニタリングするシステムが必要不可欠となる。すでに Iwamoto らによって、パルス中性子法（PNS: Pulsed Neutron Source）に基づく未臨界度のリアルタイムモニタリングがデモンストレーションされている[1]。今回は、PNS 法に加え、炉雑音法である Rossi-α法をリアルタイムかつオンラインで実施するシステムを構築し、その評価試験を行った。

2. 評価試験 今回構築したオンライン未臨界度モニタリングシステムは、検出器として透明樹脂型 Eu:$LiCaAlF_6$ 中性子シンチレータを直径 12 mm、長さ約 200 mm のアルミチューブに納めたものを用いた。シンチレーション光を光電子増倍管で電気信号に変換、さらに ADC によりデジタル値に変換した後、FPGA により信号パルス情報（検出時刻、立ち上がり時間、波高値）を抽出後、PC に転送している。PC で得られたパルス情報を集計し、リアルタイムに中性子パルストリガを基準とした計数率時間変化ヒストグラムおよび信号時間間隔のヒストグラムを生成し、それらから即発／遅発中性子面積比および即発中性子減衰定数αを抽出した。KUCA-A 架台と FFAG 加速器を用いた ADS 実験を行った結果[2]を図 1 に示す。これは 5 秒毎に未臨界度計測をしたものであるが制御棒パターンの変化に追随した結果が得られていることがわかる。

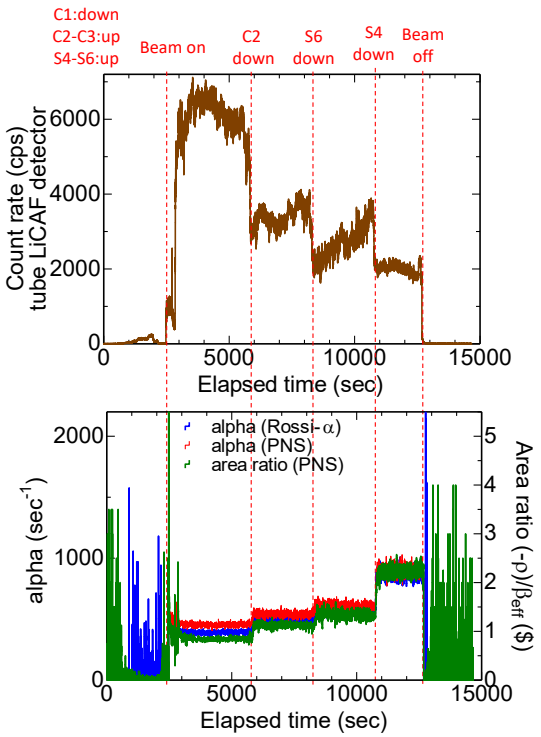


図 1　オンラインモニタリングシステムで得られた中性子計数率および動特性パラメータの時間変化

参考文献 [1] Iwamoto H, Nishihara K, Yagi T, Pyeon CH, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54** (2017) 432-443

[2] C. H. Pyeon and M. Yamanaka, KURNS-EKR-001, *Inst. for Integrated Radiat. and Nucl. Sci.*, Kyoto Univ. (2018).

謝辞 本研究は、中部電力株式会社・原子力安全技術研究所による特定テーマ公募研究「加速器駆動システムによる核変換処理の実現の向けた基礎研究」に基づいて得られた成果である。

---

* Kenichi Watanabe[1], Tomohiro Endo[1], Masao Yamanaka[2] and Cheol Ho Pyeon[2]

[1]Nagoya Univ., [2]Kyoto Univ.

加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究
（9）未臨界増倍率の測定

Basic Research for Nuclear Transmutation Techniques by Accelerator-Driven System

(9) Measurement of Subcritical Multiplication Factor

*相澤 直人[1]，山中 正朗[2]，卞 哲浩[2]

[1]東北大学，[2]京都大学複合原子力科学研究所

U-Pb ゾーン炉心を用いた ADS 実験体系に関して、In 線を炉内に設置し、異なる 4 つの未臨界度における放射化反応率分布の測定を行った。そして、その結果を元にそれぞれの未臨界度における未臨界増倍率の導出を行った。

キーワード：加速器駆動システム，KUCA，放射化反応率，未臨界増倍率

1. 緒言：未臨界増倍率は、加速器駆動システム(ADS)における中性子増倍を決定する基本的かつ重要なパラメータである。本研究では、実機 ADS 炉心のスペクトルを模擬したウラン-鉛(U-Pb)ゾーンを有する炉心と FFAG 加速器を組み合わせた ADS 実験[1]において、熱中性子に感度を持つ ^{115}In(n,γ)^{116m}In 反応率を利用することにより未臨界増倍率の測定を行った。

2. 実験概要：未臨界増倍率測定実験では、U-Pb ゾーン炉心において、ポリエチレン減速燃料集合体数の変更により、実効増倍率 0.98~0.95 の範囲で異なる 4 つの未臨界度を設定し、炉内に設置したインジウム（In）線の ^{115}In(n,γ)^{116m}In 反応率の測定を行った(図 1 参照)。そして、文献[2]を参考に、数値解析により求めた炉心内の ^{115}In(n,γ)^{116m}In 反応率と核分裂反応率の関係から未臨界増倍率の導出を行った。

3. 数値解析との比較：PHITS および MVP による数値解析を行い、実験値との比較を行った。^{115}In 放射化反応率については、実験値と計算値の比較の結果、数値計算において概ね実験値を再現する結果が得られた。また、未臨界増倍率については表 1 に示すように、特に未臨界度が浅いケースにおいて実験値と計算値が良く一致する結果が得られた。

本発表では、上記の結果の詳細に加え、中性子スペクトルの観点から更に実験の分析を進めた結果についての報告を行う予定である。

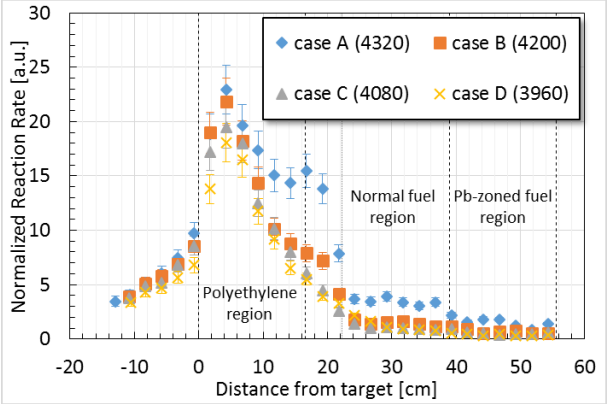


図 1：^{115}In 放射化反応率分布の測定結果
カッコ内は燃料板枚数を示す

表 1：未臨界増倍率 k_s の実験値と計算値の比較

炉心ケース	C/E
case A (4320)	1.00 ± 0.05
case B (4200)	0.99 ± 0.06
case C (4080)	1.09 ± 0.07
case D (3960)	1.08 ± 0.07

参考文献

[1] C. H. Pyeon and M. Yamanaka, KURNS-EKR-001, Inst. for Integrated Radiat. and Nucl. Sci., Kyoto Univ. (2018).

[2] C. H. Pyeon, et al., J. Nucl. Sci. Technol, 55(2), 190-198, 2018

謝辞：本研究は、中部電力株式会社・原子力安全技術研究所による特定テーマ公募研究「加速器駆動システムによる核変換処理の実現に向けた基礎研究」に基づいて得られた成果である。

* Naoto Aizawa[1], Masao Yamanaka[2] and Cheol Ho Pyeon[2]

[1]Tohoku Univ., [2]Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

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

Thu. Sep 6, 2018 10:55 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room M E11 -E Building

[2M06-09] Subcriticality Experiment and Evaluation 2

Chair:Rei Kimura(TOSHIBA ESS)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[2M06] A Study of Gate-Time Range Dependence of Feynman-α Analysis

*Kengo Hashimoto[1], Kunihiro Nakajima[2], Kazuki Takahashi[2], Atsushi Sakon[1], Sin-ya Hohara[1] (1. Atomic Energy Research Institute, Kindai University, 2. Graduate School of Science and Engineering, Kindai University)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2M07] A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor

*Sin-ya Hohara[1], Kunihiro Nakajima[2], Kazuki Takahashi[2], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1] (1. Kindai University Atomic Energy Research Institute, 2. Graduate School of Science and Engineering, Kindai Univ.)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2M08] Experiment of Subcriticality Measurement by Source Jerk Method in UTR-KINKI

*Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1], Sin-ya Hohara[1] (1. Kindai University Atomic Energy Research Institute)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2M09] Reactor Physical examination of neutron utilization method from spent fuels

*Tetsuo Matsumura[1], Akihiro Sasahara[1] (1. CRIEPI)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

Feynman-α解析のゲート時間範囲依存性の検討

A Study of Gate-Time Range Dependence of Feynman-α Analysis

*橋本 憲吾[1]，中嶋 國弘[2]，高橋 和暉[2]，左近 敦士[1]，芳原 新也[1]
[1]近畿大学原子力研究所，[2]近畿大学大学院総合理工学研究科

炉停止のような深い未臨界状態であっても、統計的に高品質の時系列データに対して Feynman-α 解析を行うと、得られる即発中性子減衰定数α、飽和相関振幅 Y_∞は、ゲート時間範囲の設定に大きく依存する。遅発中性子の寄与を近似的に考慮することにより、この依存性は大幅に解消した。

キーワード：ファイマン-α，中性子相関解析，未臨界度，ゲート時間

1. 緒言

ファイマン-α解析における遅発中性子の寄与は、臨界近傍で取得された時系列データに対しては考慮されてきたが、1 ドル以上の深い未臨界状態に対しては考慮する必要がないとされてきた。本研究では、燃料固有中性子源によって駆動された近畿大学原子炉の停止状態（未臨界度約 2 $）において、約 3 時間の時系列データを収録し、ファイマン-α解析結果の解析ゲート時間範囲依存性を再検討した。

2. 検討方法

即発中性子のみを考慮した通常の解析式(1)式、遅発中性子項の指数関数をマクローリン展開の 2 次で打ち切ることにより得られる(2)式の両式の最小二乗フィットによりαと Y_∞を求め、それぞれのゲート時間範囲依存性を検討した。

$$Y(T) = Y_\infty\left(1-\frac{1-e^{-\alpha T}}{\alpha T}\right). \quad (1), \qquad Y(T) = Y_\infty\left(1-\frac{1-e^{-\alpha T}}{\alpha T}\right)+CT. \quad (2)$$

3. 結果

(1)式および(2)式により得られたαと Y_∞の解析ゲート時間範囲依存性を、図 1 および図 2 にそれぞれ示す。深い未臨界状態にかかわらず、(1)式による結果はゲート時間範囲設定に強く依存するが、(2)式による結果は同依存が現れない広いゲート時間範囲が存在することが明らかになった。

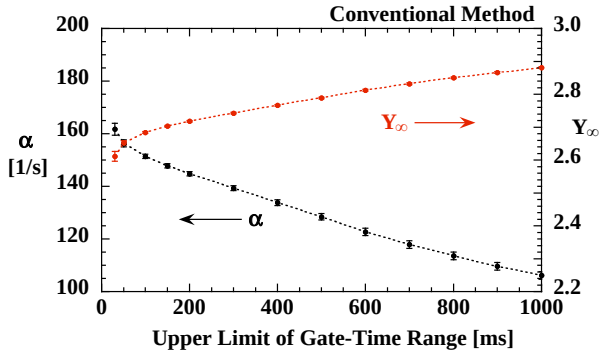


図 1 (1)式による解析結果のゲート時間範囲依存性

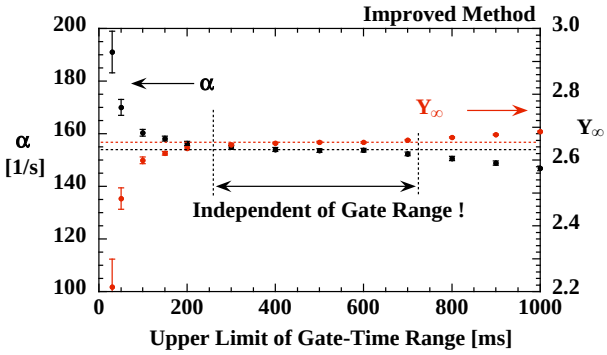


図 2 (2)式による解析結果のゲート時間範囲依存性

*Kengo Hashimoto[1], Kunihiro Nakajima[2], Kazuki Takahashi[2], Atsushi Sakon[1] and Sin-ya Hohara[1]
[1]Atomic Energy Research Institute, Kindai University, [2]Graduate School of Science and Engineering, Kindai University

京都大学原子炉における出力時原子炉雑音測定のための研究

A Study for Reactor Noise Measurement in Power Operation at Kyoto Univ. Reactor

*芳原　新也[1]，中嶋國弘[2]，高橋和暉[2]，左近　敦士[1]，橋本憲吾[1]
[1]近畿大学原子力研究所
[2]近畿大学大学院総合理工学研究科

京都大学原子炉（KUR）において、出力時原子炉雑音測定のための予備測定を行った。測定は KUR 停止時及び 100kW 以下の出力運転時に、KUR の核分裂計数管（FC）を用いてロッシα法により行った。測定の結果、FC の位置が原子炉炉心に最近接している場合のみに即発中性子減衰曲線を得ることが出来た。

キーワード：KUR，**原子炉雑音測定**，**ロッシα法**

1. 緒言

高出力炉の雑音解析は、1960 年代から 1970 年代にかけて世界的に多くの研究者が取り組んだ研究対象であり、我が国においても斎藤、須田、森島、山田らの優れた研究がある。当時の炉雑音解析研究は、原子炉の異常診断や出力安定性診断のための技術開発を主たる目的として進められ、その研究者の分野も制御・計装工学分野に占められており、反応度の過渡特性、反応度フィードバック係数、出力運転時の動特性パラメータ等の炉物理特性量の測定を目的とした炉雑音解析は僅かであった。本研究では、京都大学原子炉 KUR の起動時、停止時、出力変更時等の原子炉雑音解析のための測定条件調査を行った。

2. 実験条件

実験は、京都大学原子炉 KUR において 2018 年 1 月 30 日に実施した。原子炉中性子は、KUR の出力系核分裂計数管（FC#1）により計測した。検出器信号は KUR の運転盤において二値化された後に、時間記録器（HSMCA4106LC / ANSeeN Inc.）により記録した。記録された時間情報は、Visual Studio Community 2015/ C#により構築された解析ソフトにより Orndoff のトリガー法に基づいた Rossi-α プロットデータに変換され、市販の表計算ソフト（KaleidaGraph / Synergy Software）により解析を行った。

3. 結果

解析の結果、FC#1 が最下限位置である時に即発中性子減衰曲線を得ることが出来たが、それ以外の場合においては、ロッシα プロット上に即発中性子減衰曲線を観測できなかった。図 1 に得られた即発中性子減衰曲線を示す。これは、FC#1 が炉心から離れたため、検出器の効率が著しく落ちていることに起因すると考えられる。また、FC#1 と炉心との間は軽水により満たされているため、観測する中性子が増倍に関する時間情報を失っていることも原因の一つであると考えられる。

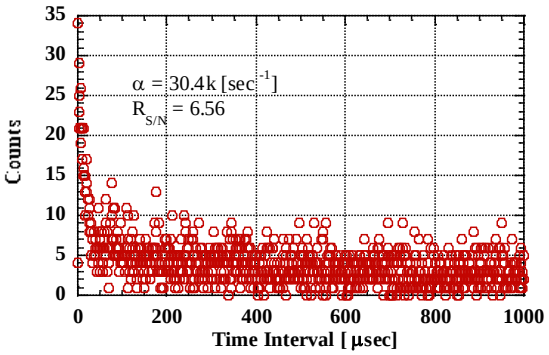


図 1　KUR の FC#1 出力によるロッシα プロット

*Sin-ya Hohara[1], Kunihiro Nakajima[2], Kazuki Takahashi[2], Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1]
[1]Kindai Univ. AERI
[2]Graduate School of Science and Engineering, Kindai Univ.

近畿大学原子炉におけるソースジャーク法による未臨界度測定実験

Experiment of Subcriticality Measurement by Source Jerk Method in UTR-KINKI

*左近 敦士[1]，橋本 憲吾[1]，芳原 新也[1]

[1]近畿大学原子力研究所

近畿大学原子炉の様々な未臨界炉心においてソースジャーク法による未臨界度測定を実施し、燃料固有の中性子源による影響について考慮した解析を行った。本実験の結果について報告する。

キーワード：原子炉物理、未臨界度測定、ソースジャーク法、中性子源、自発核分裂

1. 緒言

ソースジャーク法は古典的な未臨界度測定手法の一つであり、未臨界定常状態の炉心から中性子源を引き抜いた際の挙動から未臨界度を推定する。本手法は体系の未臨界度を直接的に測定でき、類似の手法である制御棒落下法と比べて体系に投入される反応度外乱が小さいという特徴を持つ。これらの特徴からソースジャーク法は極めてシンプルな手法でありながら、未臨界度測定の適用範囲が比較的広いと考えられる。そこで、近畿大学原子炉において未臨界度の異なる複数の未臨界炉心を構成し、それらの未臨界炉心においてソースジャーク法による未臨界度測定実験を実施した。

2. 未臨界度測定実験

近畿大学原子炉の炉心は全 12 体の燃料体により構成される。本実験においては、装荷燃料体数 6 体から 12 体までの範囲で 5 種類の未臨界炉心を構成し、それぞれの条件においてソースジャーク法による未臨界度測定実験を実施した。また、中性子源の引抜き後、十分な時間が経過した時点で燃料固有の中性子源によるバックグラウンド計数を 1000 秒間測定し、その影響を考慮した解析を実施した。

3. 結果

装荷燃料体 6 体の条件における未臨界度測定結果（4 回）と平均値を表 1 に、中性子検出器の時系列データ（MCS）を図 1 に示す。なお、本条件でのバックグラウンド計数は 0.106[cps]であった。

スケーラーによる解析結果と、MCS（Gate Time 0.5 秒）による解析結果を比較すると、平均値は誤差範囲内で一致しているが、各 Run 間には大きな差異がみられる。スケーラーでの測定には操作者起因のエラーが大きいと見られるが、MCS での測定では検出器時系列データから、Gate Time 0.5 秒では中性子源引抜き直後の計数の変化を追い切れていないことが確認できる。今後、より短い Gate Time での測定実験が必要と考える。

表1　未臨界度測定結果

	Subcriticality[% Δ k/k]				
	Run.1	Run.2	Run.3	Run.4	Average
スケーラー	16.42	14.10	16.36	23.57	17.61 ± 4.12
MCS	12.41	17.67	17.73	15.55	15.84 ± 2.50

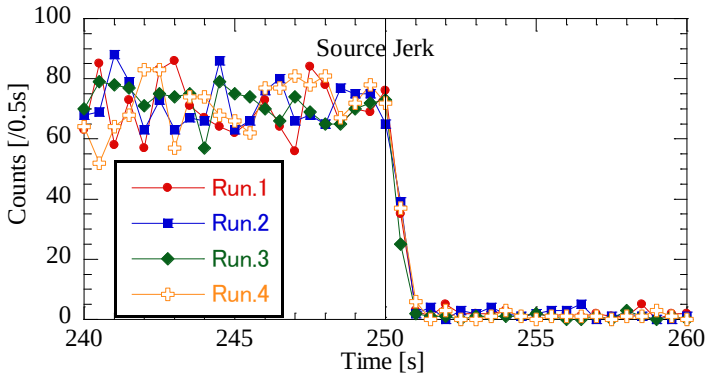


図 1　中性子源引抜き時の検出器時系列データ

*Atsushi Sakon[1], Kengo Hashimoto[1] and Sin-ya Hohara[1]

[1]Atomic Energy Research Institute, Kindai University.

使用済燃料からの中性子活用方策の炉物理的検討

Reactor Physical examination of neutron utilization method from spent fuels

*松村 哲夫、笹原 昭博
電中研

１ｔの使用済燃料から毎秒約 10^9 個の中性子が発生する。10t 収容の使用済燃料キャニスタから発生する中性子の 1%を $1m^2$ の照射面積に集める事が出来れば、毎秒 10^4 個/cm^2 の中性子束が得られ、中性子ラジオグラフィなどに活用できる可能性がある。このため、多群モンテカルロ法を用い使用済燃料からの中性子を照射位置に集める方策を検討し、見通しを得た。

キーワード：使用済燃料，中性子照射場、モンテカルロ法

1. 緒言　燃焼度 47GWD/T の PWR 型使用済燃料１ｔから冷却期間１年で 8.1×10^8 個の中性子が発生する。PWR 型使用済燃料集合体 20 体（約 9.3t）を図１の様な中心孔の有る４角型のキャニスタに入れ乾式貯蔵施設に収納した場合に、自発性核分裂中性子の 1%を 1m 平方の照射位置に集める事ができれば、毎秒 7.6×10^3 個/cm^2 の中性子束が得られる。この可能性検討のため、中性子エネルギー22 群の DLC-23/Cask ライブラリーを使用し、多群モンテカルロ法を用い照射位置に設置した中性子吸収体の中性子吸収割合を計算した。

2. 施設の概要　PWR 型使用済燃料集合体は 25cm 角のラックに収め、キャニスタに封入後、コンクリート製の貯蔵施設に収納する。中心孔は空気とし、使用済燃料から発生する中性子はこの中心孔を通り下部の照射位置の中性子吸収体に集められる。中心孔の中央と燃料下部に黒鉛の中性子散乱体を設置する事で、中性子照射位置に到達する中性子数を増やす構造にしている。

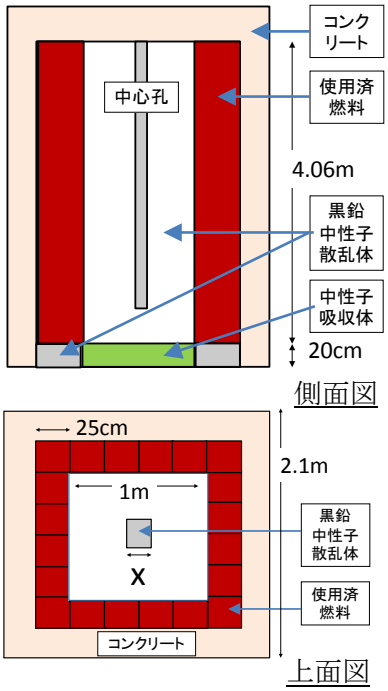


図１　使用済燃料貯蔵施設の概要

3. 中性子照射位置の中性子数の概算　中心孔の中性子散乱体の長さは、使用済燃料から照射位置への直接線の透過を妨げ無いように 3.56m とし、幅(x)をパラメータとして、多群モンテカルロ計算を行った。使用済燃料の中性子増倍効果も考慮した場合は、中性子散乱体の幅が 8cm 程度で、自発中性子数の 10%以上の中性子が到達する事が示された（図 2)。このピークは中性子散乱体の中性子散乱効果と直接線の遮蔽効果の複合のためと考えられる。尚、中性子増倍効果が無い場合は、自発中性子数の 0.5%程度が中性子照射位置に到達する。

4. 今後の課題　自発中性子数の 1%を 1m 平方の照射面積に集める見通しが得られたが、中性子散乱体を極低温にすれば冷中性子の発生も見込まれ、冷中性子を集める技術も活用出来る可能性がある。更に、中性子散乱体を回転運動させれば、冷中性子を任意の方向に駆動できる可能性もある。貯蔵施設の増倍率（未臨界度）が大きな効果を持つため、貯蔵施設の増倍率の高精度な評価を含め、より具体的な概念検討を進める。

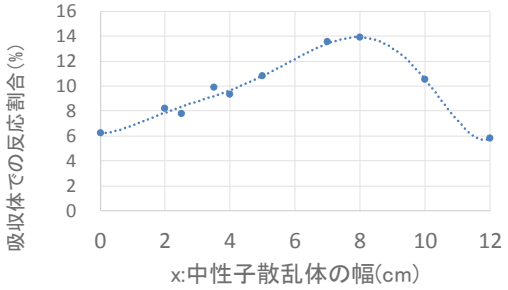


図２　中性子吸収体での反応割合

* Tetsuo MATSUMURA（現在、PowerM）, Akihiro SASAHARA
CRIEPI

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

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 4:25 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 7:25 AM UTC | Room M E11 -E Building

[2M10-15] Code Development and Varidation

Chair:Yasushi Nauchi(CRIEPI)

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

[2M10] Neutronics thermal-hydraulics coupling code system based on CFD and Monte-Carlo methods

(1) Overview of code system

*Rei Kimura[1], Takayuki Sako[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions)

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

[2M11] Neutronics thermal-hydraulics coupling code system based on CFD and Monte-Carlo methods

(2) Temperature discretization to decrease memory usage

*Takayuki Sako[1], Rei Kimura[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions)

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

[2M12] Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

(1) Overview and basic methodology

*KAZUYA YAMAJI[1], Kazuki Kirimura[1], Yohei Kamiyama[1], Yuki Takemoto[1], Daisuke Sato[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

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

[2M13] Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

(2) Verification of static calculation

*Koichi Ieyama[1], Kazuya Yamaji[1], Hiroki Koike[1], Daisuke Sato[1] (1. Mitsubishi Heavy Industries,Ltd)

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

[2M14] Analysis of BEAVRS Benchmark Using CASMO5/SIMULATE5

(1) Calculation Results of Cycle 1

*Tatsuya Fujita[1], Tomohiro Sakai[1] (1. Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

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

[2M15] Gamma Scan Evaluation in European BWR 10x10 loaded core using CASMO5/SIMULATE5

*Tsuyoshi Ama[1], Tadashi Maeda[1], Takashi Yoshii[1], Akihiro Fukao[1], Keisuke Yamauchi[2] (1. TEPCO Systems, 2. TEPCO)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

CFD およびモンテカルロ核計算コードを用いた核熱水力連成解析コードシステムの開発 (1) コードシステムの概要

Neutronics thermal-hydraulics coupling code system based on CFD and Monte-Carlo methods
(1) Overview of code system

*木村　礼[1]，佐古　貴行[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ

超小型炉などではその炉心の小ささから局所的な挙動全体の炉心特性に与える影響が大型炉に比べて大きいと考えられる．本研究ではこれらを一貫して解析するためのコードシステムとして MVP と FLUENT®を結合させた核熱水力連成解析コードシステムの開発に着手した．本発表ではコード開発の目的や動作確認について報告する．

キーワード：Multi Physics，小型炉，　計算コード，　連成解析

1. 緒言

これまでの超小型原子炉の炉心特性検討の中で，減速材の温度によって炉心の温度反応度の正負が決まるなど，超小型原子炉においては局所的な温度が炉心全体の特性に与える影響が大きい事を明らかにした．そこで，本研究ではこれらの温度分布及び反応度フィードバックを正確に解くために核計算コードと CFD コードを接続した核熱連成解析コードシステムの構築を目指す．

2. コードシステムの概要

本核熱連成解析コードシステムの核計算部分には MVP[1]，温度分布計算には FLUENT[2]を用いた．MVP 側からは出力分布が引き渡され，FLUENT 側からは温度分布が MVP に引き渡される．コード間の情報伝達にはそれぞれのコードでの領域を紐づける為に，インターフェースファイルを定義した．これにより，別の核計算コードを用いたとしても，インターフェースファイルと核計算コード側のデータのやり取り部分の整備のみで連成解析が可能なシステムとした．両コードの統合は，FLUENT 側から User Define Function (UDF)を用いて MVP を呼び出す形で行った．

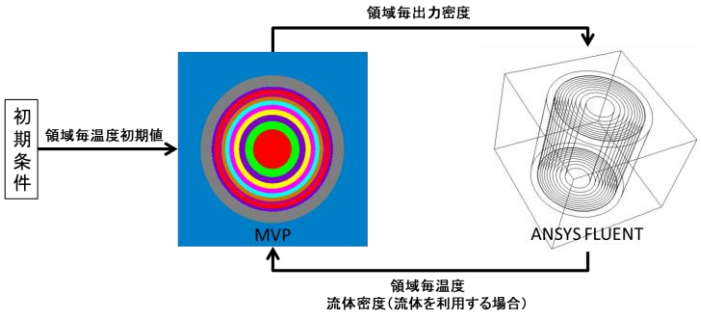


図１　核熱連成解析システムの概要

3. 動作確認結果

BWR 燃料棒 1 セル・被覆管外側を温度境界とした単純な体系にて核熱連成解析を行ったケースと燃料棒内温度一様で評価したケースの比較を行った．燃料棒内の ^{238}U の捕獲反応率分布を評価した結果，平均値からの温度差の大きい場所では最大 3%程度の反応率の差がある事が分かった(この時の MVP の標準誤差は約 0.3%).

4. 結論

MVP と FLUENT を接続した核熱連成解析コードシステムを構築した．また，動作確認を行った結果，炉物理的に正しい挙動をしている事を確認した．今後，コードの検証作業を進めるとともに，流体も取扱い，モンテカルロ計算と CFD をベースとした核熱水力の連成解析システムの構築を目指す．

参考文献

[1] Y.Nagaya,T.Mori,K.Okumura and M.Nakagawa,“MVP/GMVP II:General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods,” JAERI 1348 (2005).
[2] ANSYS® FLUENT, Release 14.5
FLUENT は、ANSYS、Inc.またはその子会社の米国およびその他の国における登録商標または商標です。

*Rei Kimura[1]and Takayuki Sakoi[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions

CFD およびモンテカルロ核計算コードを用いた核熱水力連成解析コードシステムの開発 (2) 温度離散化によるメモリ低減手法

Neutronics thermal-hydraulics coupling code system based on CFD and Monte-Carlo methods
(2) Temperature discretization to decrease memory usage

*佐古　貴行[1]，木村　礼[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ

MVP/GMVP-II [1]と ANSYS® Fluent® [2]を結合させた核熱水力連成解析コードシステムを開発している。本システムにおいて核計算コードとして用いた MVP/GMVP-II では、温度毎に温度依存断面積を作成する。領域毎に固有の温度を与える場合、領域数によっては計算に必要なメモリ量が飛躍的に増大し計算不可能となる課題が生じる。そこで本研究では温度を離散化するモジュールを組込むことで必要なメモリ量を低減した。

キーワード：Multi Physics，小型炉，　計算コード，　メモリ低減，　連成解析

1. 緒言

構築したシステムによる核熱連成解析で温度を詳細に取り扱う場合、MVP 側では各領域間に温度依存断面積を作成する必要がある。しかしながら，領域数が多い場合は必要なメモリ量が増大し、ハードウェア側の制約を超えて計算を実行できない場合がある。本研究では必要メモリ量の低減手法を検討し、その影響を評価した。

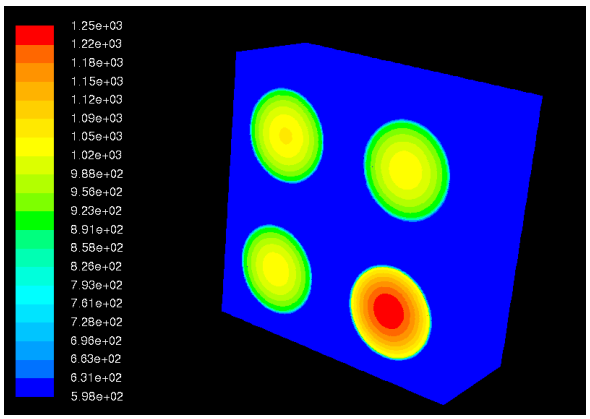


図 1　テスト体系における温度分布の例

2. メモリ低減手法

・隣接した領域の温度差が小さい領域も多い。また、炉心や燃料集合体、燃料棒内では近い温度を持つ領域も多い。
・そのような領域では温度を同じと仮定して扱っても影響は小さいと考えられる。
・温度を離散化して取り扱う事で近い温度を纏め、取り扱う温度点を削減した。

3. メモリ低減の影響評価

・複数の温度幅を検討し、メモリ低減量と核熱水力連成解析結果の収束性の影響を評価した。

4. 結論

・温度離散化によるメモリ低減手法を導入し必要なハードのスペックを大幅に下げる事ができた。
・今後はベンチマーク問題などを用いてコードシステムの検証と妥当性確認を進める。

参考文献

[1] Y.Nagaya,T.Mori,K.Okumura and M.Nakagawa,“MVP/GMVP II:General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods,” JAERI 1348 (2005).
[2] ANSYS® Fluent®, Release 14.5, User’s Guide, ANSYS, Inc.

*Takayuki Sako[1] and Rei Kimura[1]
[1]Toshiba Energy Systems & Solutions

ANSYS、及び Fluent は、ANSYS, Inc.またはその子会社の米国およびその他の国における登録商標または商標です。

三菱 3 次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z の開発
(1)　全体概要と基礎理論

Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z
(1) Overview and basic methodology

*山路和也 [1]，桐村一生 [1]，上山洋平 [1]，竹本友樹 [1]，左藤大介 [1]
[1] 三菱重工

三菱重工では次期核設計コードとして 3 次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z の開発に着手した。本発表では、開発の目的と手法概要について述べる。

キーワード：3 次元非均質輸送計算、プレナーMOC、軸方向 MOC、GALAXY

1.　はじめに

実験による検証が困難な局所的なボイド発生時の出力分布等の参照解を供給するため、燃料棒単位の熱的フィードバック効果を含む詳細挙動を精度よく評価できる参照解コードが必要であることから、3 次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z の開発に着手した。

2. 全体概要

GALAXY-Z は中性子束解法として、Planar Characteristics 法(プレナーMOC) [1]を採用した。幾何形状のハンドリング、加速計算、各種フィードバック計算等に三菱重工の核設計コード GALAXY[2]、COSMO-S[3]を利用することで効率的な開発が進んでおり、現状を報告する。今後、実炉心解析へ適用し、更に、時間依存への拡張により、局所的なボイド発生時等の出力分布の時間応答に関する参照解を作成予定である。

3. 基礎理論

径方向の 2 次元 MOC と軸方向 1 次元 MOC は、3 次元粗メッシュ有限差分（CMFD）ソルバーを介して、図 1 のように結合される。径方向、軸方向の MOC は、それぞれ軸方向、径方向の中性子漏れを外部ソースとみなし、固定源問題を解く。(1)式のように、径方向、軸方向の MOC 計算で得られた中性子流を保存するための結合係数 $\hat{D}$ が 3 次元 CMFD ソルバーに供給され、輸送効果、非均質性を考慮した 3 次元全炉心計算が可能となる。また、3 次元 CMFD から供給されるセル平均中性子束を用いて径方向、軸方向 MOC を加速する。

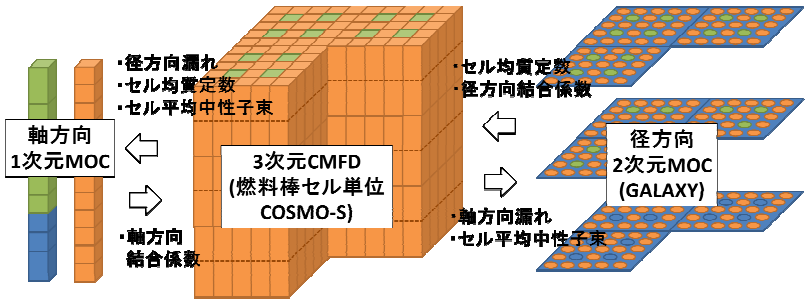


図 1　GALAXY-Z のデータフロー

$$J_{I+1/2} = -\tilde{D}_{I+1/2}(\phi_{I+1} - \phi_I) + \hat{D}_{I+1/2}(\phi_{I+1} + \phi_I), \quad \tilde{D}_{I+1/2} = 2D_{I+1}D_I / (D_{I+1}h_I + D_I h_{I+1}) \qquad (1)$$

ここで、I はセル番号、D は拡散係数、J は正味中性子流、ϕ はセル平均中性子束、h はセル幅である。

GALAXY-Z は取り扱える幾何形状について高い柔軟性を持つ。径方向の 2 次元 MOC プレーン毎に、円管、矩形、線分等の基本図形の重ね合わせにより、複雑な幾何形状を指定できる。また、軸方向の 1 次元 MOC は燃料棒、制御棒/計装案内管、制御棒毎に異なる任意の軸方向メッシュ分割を採用でき、中性子束分布が急峻に変化する制御棒先端部や燃料棒の上下端部において詳細な空間メッシュ分割を適用できる。

参考文献

[1] N.Z.Cho, et.al., *Trans, Am. Nucl. Soc.*, **87**, 412 (2002).
[2] K.Yamaji,et.al., *Trans, Am. Nucl. Soc.*, **97**, 573 (2007).
[3] D.Sato,et.al., *Proc, Int. Conf. on PHYSOR2010* (2010).

* Kazuya Yamaji[1], Kazuki Kirimura[1], Yohei Kamiyama[1], Yuki Takemoto[1], and Daisuke Sato[1]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd.

三菱 3 次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z の開発
(2)　定常計算の検証

Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z -
(2) Verification of static calculation

*家山晃一 [1]，山路和也 [1]，小池啓基 [1]，左藤大介 [1]
[1] 三菱重工

OECD/NEA の 3 次元 C5G7 ベンチマーク問題を用いて、3 次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z の定常状態での中性子束計算の精度検証を行い、GALAXY-Z の計算結果は参照解となるモンテカルロコードの実効増倍率、核分裂率分布と良好に一致することを確認した。

キーワード：3 次元非均質輸送計算、プレナーMOC、C5G7 ベンチマーク

1.　はじめに

三菱重工では、次期核設計コードとして、燃料棒単位の 3 次元詳細輸送計算を行う炉心計算コード GALAXY-Z を開発中である。軸方向漏れが大きい 3 次元 C5G7 ベンチマーク拡張版 [1]を用いて、3 次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z の定常状態の中性子束計算の精度検証を行った。

2.　計算条件

GALAXY-Z の 3 次元 C5G7 ベンチマーク(拡張版、図 1)における計算条件を表 1 にまとめた。

表 1　C5G7 ベンチマークの計算条件

パス幅	0.1cm
方位角分割数	96 / 2π
径方向極角分点	2 (Tabuchi-Yamamoto)
軸方向極角分点	3 (Gauss-Legendre)
径方向空間メッシュ分割	図 2 参照
軸方向空間メッシュ分割 ・2 次元 MOC プレーン ・3 次元 CMFD ・1 次元 MOC	 図 1 のプレーン毎 ～1cm ～0.3cm

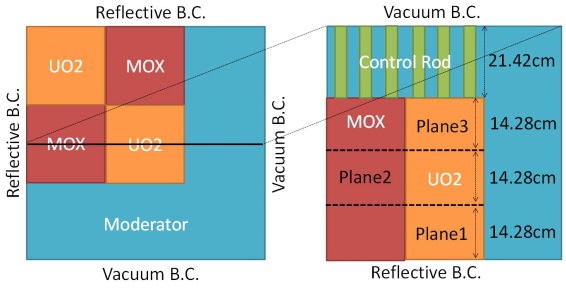


図 1 3 次元 C5G7 ベンチマーク(拡張版)体系図

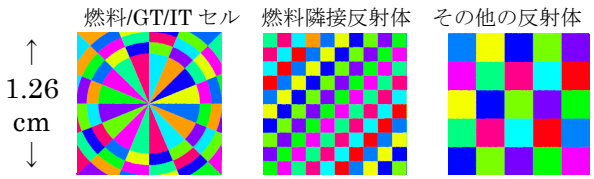


図 2 径方向空間メッシュ分割

3.　計算結果

制御棒全引抜（Unrodded）、制御棒挿入パターン A(RoddedA)、B(RoddedB)において、参照解であるモンテカルロコード MCNP による実効増倍率、核分裂率分布の計算結果との比較を行い、制御棒挿入の有無に依らず、良好な一致を確認した。

ケース名	実効増倍率の差 [%Δk/k]	核分裂率分布の標準偏差[%]		
		Plane1	Plane2	Plane3
Unrodded	-0.07	0.2	0.2	0.2
Rodded A	-0.09	0.3	0.2	0.4
Rodded B	-0.10	0.5	0.2	0.2

参考文献

[1]　“Benchmark on Deterministic Transport Calculations Without Spatial Homogenisation—MOX Fuel Assembly 3-D Extension Case,” NEA/NSC/DOC(2005).

* Koichi Ieyama[1], Kazuya Yamaji [1], Hiroki Koike[1], and Daisuke Sato[1]　[1]Mitsubishi Heavy Industries, ltd.

CASMO5/SIMULATE5 を用いた BEAVRS ベンチマークの解析 (1) サイクル 1 の解析結果

Analysis of BEAVRS Benchmark Using CASMO5/SIMULATE5
(1) Calculation Results of Cycle 1

*藤田 達也、酒井 友宏
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水炉炉心体系の核計算における不確かさ評価に向けた解析データの整備を目的として、BEAVRS ベンチマークの解析を実施している。本稿では、サイクル 1 の炉物理試験時及び通常運転時の解析結果を報告する。

キーワード：CASMO5/SIMULATE5、BEAVRS ベンチマーク、JENDL-4.0、サイクル 1

1. 序論 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して不確かさを考慮した最適評価を志向する国際的動向を踏まえ、評価済核データライブラリ JENDL-4.0 で整備された共分散データに基づき、炉心核特性解析コード CASMO5/SIMULATE5 を用いた不確かさ評価に取り組んでいる。既報では、OECD/NEA/NSC の UAM ベンチマーク（Phase I）の解析結果を報告した[1,2]。現在、今後の安全研究に活用する炉物理試験時及び通常運転時の解析データの整備のため、BEAVRS ベンチマーク[3,4]を解析している。本稿ではその一部として、CASMO5/SIMULATE5 を用いたサイクル 1 の解析結果を報告する。

2. BEAVRS ベンチマークの概要 BEAVRS ベンチマークでは、公開文献に基づき、4 ループのウェスティングハウス型の PWR 体系における詳細な炉心仕様、サイクル 1 及び 2 の炉物理試験時及び通常運転時の測定データが整備されている。一例として、サイクル 1 の装荷パターンを図 1 に示す。近年では、国内外の多くの機関から、BEAVRS ベンチマークの解析結果が報告されている[5]。

3. 解析結果 本稿では、CASMO5/SIMULATE5 を用いて、サイクル1の炉物理試験時及び通常運転時の解析を実施し、別途BEAVRSベンチマークのホームページ[4]で公開されている測定データと比較した。CASMO5 用ライブラリには、JENDL-4.0 及び ENDF/B-VII.0 に基づくものを使用した。表 1 に炉物理試験時の等温温度係数の解析結果を、図 2 に通常運転時の臨界ホウ素濃度の解析結果をそれぞれ示す。なお、図 2 では、解析全体で制御棒全引抜き及び炉心入口温度一定とした。表 1 には参考として、文献[5]の解析結果を併せて示す。表 1 及び図 2 から、本研究の解析結果は、測定結果[3]又は他機関の解析結果[5]とおおむね同等であること、今回用いたライブラリ間では差異がないこと等を確認した。

4. 結論 本稿では、軽水炉炉心体系の核計算における通常運転時の不確かさ評価に向けた解析データの整備の一部として、CASMO5/SIMULATE5 を用いた BEAVRS ベンチマークのサイクル 1 の解析結果を報告した。CASMO5/SIMULATE5 により得られた解析結果は、文献[3]中の測定結果又はこれまでに他機関から報告されている解析結果[5]とおおむね同等の結果であることを確認した。今後はサイクル 2 の解析、不確かさ評価等を進める予定である。

参考文献 [1] 藤田他, 2F14, 2017 年春の年会 [2]. 藤田他, 2F02, 2018 年春の年会 [3] *Benchmark for Evaluation And Validation of Reactor Simulations (BEAVRS)*, MIT Computational Reactor Physics Group, rev. 2.0.1, (2017). [4] http://crpg.mit.edu/research/beavrs
[5] M. Suzuki et al., Proc. M&C2017, Jeju, Korea, (2017).

*Tatsuya Fujita, Tomohiro Sakai
Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

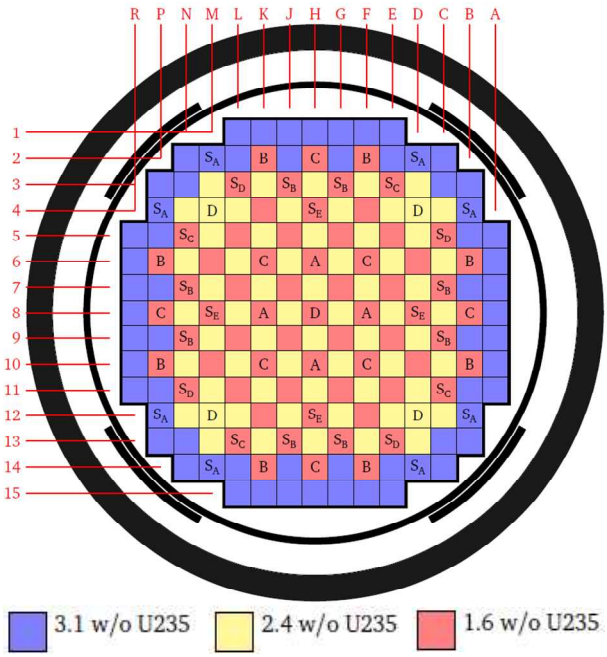


図1 サイクル1の装荷パターン及び制御棒バンク[3]

表1 炉物理試験時の等温温度係数*

ケース	測定結果[3]	本研究の解析結果		他機関の解析結果[5]
		JENDL-4.0	ENDF/B-VII.0	MVP-3b (JENDL-4.0)
ARO	-1.75	-2.66	-2.75	-2.71±0.12
D in	-2.75	-4.05	-4.19	-4.19±0.12
C, D in	-8.01	-8.54	-8.65	-9.23±0.13

*表中の単位は[pcm/degrees F]であり、文献[5]については[pcm/K]からの換算値である。

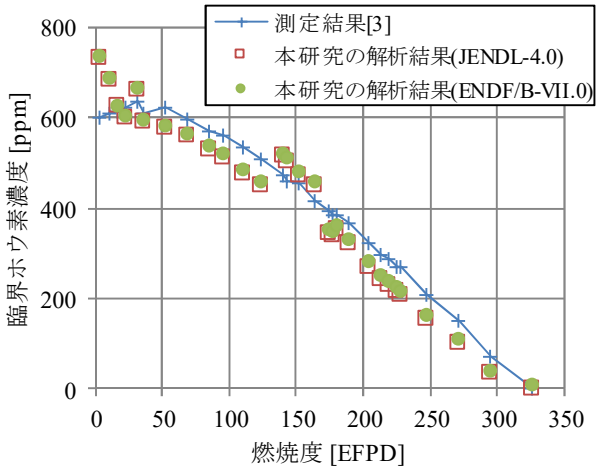


図2 通常運転時の臨界ホウ素濃度

CASMO5/SIMULATE5 を用いた 欧州 BWR 10×10 燃料装荷炉心のガンマスキャン評価

Gamma Scan Evaluation in European BWR 10x10 loaded core using CASMO5/SIMULATE5

*阿萬剛史[1]，前田正[1]，吉井貴[1]，深尾明弘[1]，山内景介[2]
[1]株式会社テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス

CASMO5/SIMULATE5 の評価精度を確認する目的で，欧州 BWR の 10×10 燃料を装荷した炉心の追跡計算を行い，ガンマスキャン評価を実施した。SIMULATE5 による集合体ガンマスキャン，ピンガンマスキャン計算値と測定値が精度よく一致することを確認した。

キーワード：欧州 BWR，炉心追跡計算，10×10 燃料，集合体ガンマスキャン，ピンガンマスキャン

1. 緒言

欧州 BWR で実施されたガンマスキャン測定データを，運転データとともに入手し，次期炉心解析コード CASMO5/SIMULATE5 を用いて評価を行い，精度確認を行った。

2. ガンマスキャン測定

核分裂生成物である Ba140 と放射平衡にある La140 から放出されるγ線量は、核分裂率と比例関係にあり、出力分布計算の精度確認に利用できる。欧州 BWR（オスカーシャム 2 号機）では，第 32 サイクル運転終了後にガンマスキャン測定が実施され，19 体の Westinghouse 社製 10×10 燃料（Optima2）と 29 体の AREVA 社製 10×10 燃料（Atrium-10B）に対して集合体測定が行われ，その内 2 体の Optima2 燃料の 49 燃料ピンに対してピンガンマスキャン測定が行われた。(うち 1 体の燃料集合体では制御棒が約 1 ヶ月間, 20%挿入されていた)。測定誤差は集合体については 1.3%，ピンについては 1.5%と報告されている[1]。

3. 評価

入手した運転データをもとに，CASMO5/SIMULATE5 を用いて炉心追跡計算を行い，臨界固有値，出力分布を評価した。第 32 サイクル末の TIP（可動式炉心内計装）の測定値と計算値の比較を図 1 に示す。また，第 32 サイクル末の燃料ピン毎の Ba140 の分布を計算した。集合体ガンマスキャンの測定データである，燃料ピンから検出器に届くガンマ線は，燃料集合体内の燃料ピンによる遮蔽効果等の影響を受ける。この効果を補正して，SIMULATE5 の計算ノード毎の Ba140 の分布の計算値を求め，測定値と比較したところ，RMS 誤差は 3.3%となった。ピンガンマスキャンについても，燃料ピン毎の Ba140 分布の計算値と測定値を比較したところ，径方向 2 次元の RMS 誤差は制御棒挿入セルで 2.9%，制御棒非挿入セルで 1.1%となった。

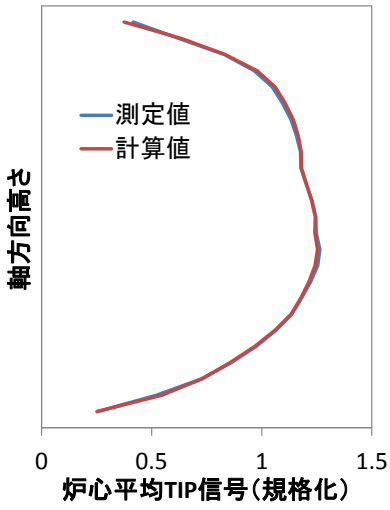


図 1 TIP 信号比較

4. 結論

欧州 BWR の 10×10 燃料装荷炉心の追跡計算を行い、ガンマスキャン評価を行った。CASMO5/SIMULATE5 計算値はガンマスキャン測定値を精度良く評価できることを確認した。

参考文献

[1] S. Lindahl, T. Bahadir, “Evaluation of Gamma Scanning in Oskarshamn2 with SIMULATE-5”, PHYSOR2010, (2010).

*Tsuyoshi Ama[1], Tadashi Maeda[1], Takashi Yoshii[1], Akihiro Fukao[1], Keisuke Yamauchi[2]
[1]TEPCO Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings

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

Thu. Sep 6, 2018 4:25 PM - 5:15 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:25 AM - 8:15 AM UTC | Room M E11 -E Building

[2M16-18] Analysis Method Development (Monte-Carlo Method)

Chair:Atsushi Sakon(Kindai Univ.)

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

[2M16] Statistical Error Estimation and Bias Correction in Monte Carlo Criticality Calculation

*Taro Ueki[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2M17] Adjoint function satisfying alpha eigenvlue equation in comparison to Iterated Fission Probability

*Yasushi Nauchi[1] (1. CRIEPI)

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

[2M18] Development of a Monte Carlo Solver Solomon for Criticality Safety Analysis
(2) Implementation of the Probability Table Method for Unresolved Resonance Cross Sections

*Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Hagura[2] (1. JAEA, 2. NAIS)

5:10 PM - 5:15 PM JST | 8:10 AM - 8:15 AM UTC

Time reserved for Chair

モンテカルロ法臨界計算における統計誤差評価とバイアス補正

Statistical Error Estimation and Bias Correction in Monte Carlo Criticality Calculation

*植木 太郎[1]

[1]日本原子力研究開発機構 安全研究センター 臨界安全研究グループ

世界の実効増倍率問題として知られるモンテカルロ法臨界計算に関して、その特質を抽出した例題を作成し、実効増倍率タリーに係わる統計処理を、既存の手法で適切に実行可能かどうかを検討した。

キーワード：モンテカルロ、臨界計算、統計誤差評価、バイアス補正

1. 緒言　統計数理的手法の開発において、当該手法の限界性能評価は、信頼性確保のために重要である。そこで、極端な例題に対して、既存の統計誤差評価とバイアス補正の性能評価を実施した。

2. Mennerdahl-Topsy問題　モンテカルロ法臨界計算では、計算値にバイアスが生じるケースとして、世界の実効増倍率問題に関連するMennerdahl氏による例題[1]が知られている。この例題では、Pu240の臨界球が、50cm離れた位置の鉛の平板と、反対方向に10000cm離れた位置の未臨界高濃縮ウランの巨大平板に囲まれている。本予稿では、Pu240の臨界球を高速中性子体系Topsy球炉心（ICSBEPハンドブック、HEU-MET-FAST-002）で置き換えたケースについて、報告する。図1に示すように、世代あたりの中性子数が少ない時に、実効増倍率計算値にバイアスが生じる困難なモンテカルロ法臨界計算問題である。

3. 統計誤差評価とバイアス補正　相関が強い場合の統計誤差評価には、直交規格化加重・標準化時系列法が有効である（2016年秋の年会、講演番号2H07）。また、標準化時系列を確率微分方程式で変換し（2017年秋の年会、講演番号2G13）、直交規格化加重の適用により統計誤差を評価することも可能である。これら２つの評価の平均が、直交加重時系列法（Orthonormally Weighted Time Series, OWST）統計誤差エスティメータである。実効増倍率評価値のバイアスΔkは、j世代離れた実効増倍率タリーの自己共分散を$AC(j)$、総世代数をM、真の実効増倍率をkとすると、$\Delta k = -\Sigma_{j\geq 1} AC(j)/k = (\text{分散のバイアス})M/(2k)$と表される[2]。ここで、$k$はモンテカルロ法計算の標本平均で代用する。図2に、実効増倍率の信頼区間推定例を示す。相関無考慮・バイアス補正なしの場合には全くナンセンスな信頼区間分布である。OWSTを適用しバイアス補正をした場合には、10個の信頼区間のうち6~7個が0.9970付近の値を含み、妥当な実効増倍率評価がなされているとみなせる。

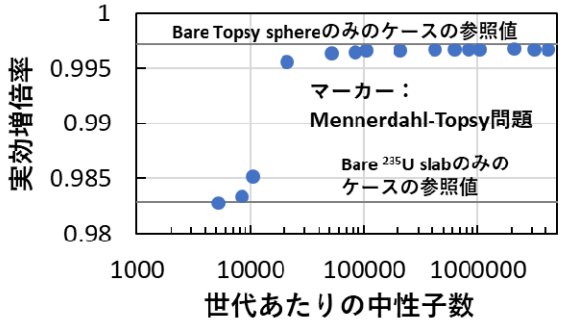


図１．世代あたり中性子数と実効増倍率計算値（MVP3, JENDL4）

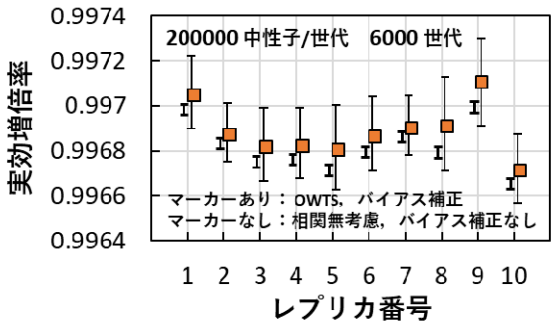


図２．Mennerdahl-Topsy問題の実効増倍率の信頼区間推定例（MVP3, JENDL4）

参考文献

[1] Mennerdahl D. Perceived realism and observed reality. ICNC 2007; 2007 May 29-June 1; St. Petersburg (Russia).

[2] Brissenden, RJ, Garlick AR. Ann. Nucl. Energy. 1986;13(2):63-83.

本報は原子力規制庁の平成 30 年度東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業として行われたものである。

*Taro Ueki

[1]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group

α固有値問題の随伴関数と Iterated Fission Probability の比較

Adjoint Function Satisfying Alpha Eigenvalue Equation and Iterated Fission Probability

*名内 泰志[1]
[1]電力中央研究所

振幅が時間に対し指数関数で変化する条件での中性子輸送方程式の随伴式の固有関数 $I(\boldsymbol{r}, \boldsymbol{V})$が、位置 $\boldsymbol{r}$、速度 $\boldsymbol{V}$ の中性子及びその子孫が十分な時間経過後になす中性子束の振幅に比例することを解析的に示した。遅発中性子が無視できるα固有値問題で、即発臨界条件に対し、$I(\boldsymbol{r}, \boldsymbol{V})$が計算できることを確認した。

Key Words：Natural Mode Equation, Adjoint Flux, Iterated Fission Probability (I_{FP}), Period, Prompt Critical

1. 緒言　炉心に中性子が投入されると、それ自身及び子孫の形成する中性子束が基本モードに漸近し、振幅が時間の指数関数で変化する。この条件の中性子輸送方程式は Natural mode equation あるいはω固有値問題と呼ばれ、遅発中性子を無視する場合はα固有値問題(あるいはα_p 固有値問題)と呼ばれる。これらの固有値である、α、ωといった炉周期の逆数の計算法が注目されているが、その随伴中性子束の物理的意味が特にω固有値問題について明らかになっていない[1][2]。

2. 随伴式　時刻 0 に[定義 1]位置 $\boldsymbol{r}$ におかれた速度 $\boldsymbol{V}$ の中性子とその子孫が時間 t 後になす中性子束の振幅の期待値を $I(\boldsymbol{r}, \boldsymbol{V})$とする。位置 $\boldsymbol{r}$ と $\boldsymbol{r}+\mathrm{d}\xi\,\boldsymbol{V}/|\boldsymbol{V}|$間の飛跡において、$I(\boldsymbol{r}, \boldsymbol{V})$は、(a)飛跡を透過した中性子と、飛跡上の衝突で生じる(b)核分裂即発中性子、(c)散乱中性子、そこで生じた先行核が崩壊して生じた(d)遅発中性子にとっての時刻 t での自身および子孫の成す中性子束の振幅の和と等しい。(a)~(d)成分の中性子が時刻 0 より遅れて発生する影響を、exp(-ω(時間差))を乗じて補正すると式①となる。

$$I(\boldsymbol{r},\boldsymbol{V})=(1-\mathrm{d}\xi\,\Sigma_t)I(\boldsymbol{r}+\mathrm{d}\xi\,\boldsymbol{V}/|\boldsymbol{V}|,\boldsymbol{V})e^{-\omega\,\mathrm{d}\xi/|\boldsymbol{V}|}+\int \mathrm{d}\boldsymbol{V}'\,\mathrm{d}\xi\,[(\Sigma_s+\chi_p\nu_p\Sigma_f)I(\boldsymbol{r}+\varepsilon\mathrm{d}\xi\,\boldsymbol{V}/|\boldsymbol{V}|,\boldsymbol{V}')\,e^{-\omega\varepsilon\,\mathrm{d}\xi/|\boldsymbol{V}|}]+$$
$$+\Sigma_{ij}\int \mathrm{d}\boldsymbol{V}'\,\mathrm{d}\xi\,[\lambda_{ij}\chi_{d,ij}\nu_{d,ij}\Sigma_f\int_{\varepsilon\,\mathrm{d}\xi/|\boldsymbol{V}|}^{t}\mathrm{d}\tau\{\exp(-\lambda_{ij}(\tau-\varepsilon\,\mathrm{d}\xi/|\boldsymbol{V}|))I(\boldsymbol{r}+\varepsilon\mathrm{d}\xi\,\boldsymbol{V}/|\boldsymbol{V}|,\boldsymbol{V}')\exp(-\omega\tau)\}]\qquad①$$

全体をテイラー展開の一次の項までとり、左辺を差し引き、全体を dξで除し、dξ⟶0 をとり、$\omega > -\min(\lambda_{ij})$ に留意して時間 t を十分大きく採れば式②が得られる。これは Natural mode equation の随伴式である。

$$\omega I/|\boldsymbol{V}| = \boldsymbol{\Omega}\nabla I-\Sigma_t I+\int \mathrm{d}\boldsymbol{V}'\,[(\Sigma_s+\chi_p\nu_p\Sigma_f)I(\boldsymbol{r},\boldsymbol{V}')]+\Sigma_{ij}\{(\lambda_{ij}/(\lambda_{ij}+\omega))\int \mathrm{d}\boldsymbol{V}'[\lambda_{ij}\chi_{d,ij}\nu_{d,ij}\Sigma_f I(\boldsymbol{r},\boldsymbol{V}')]\}\qquad②$$

従って、定義 1 の $I(\boldsymbol{r},\boldsymbol{V})$は Natural mode equation の固有関数に比例する。

ここで実効増倍係数 k_{eff} を計算する固有値問題と比較すると以下の関係になる。

	Natural mode equation (ω固有値問題)	定常方程式 (λモード式)
固有値	1/炉周期:中性子束の時間変化	$1/k_{eff}$ ： 世代間の中性子発生数の比
随伴関数	I: 十分な時間を経過したあとのある時刻に自身＋子孫のなす中性子束の振幅	I_{FP}: 十分な世代を経過したあとのある世代での中性子束の振幅∝中性子数

3. 随伴関数の計算 I を評価したい$(\boldsymbol{r},\boldsymbol{V})$の組に対して、$(\boldsymbol{r},\boldsymbol{V})$の中性子を源として中性子輸送計算を時間に順方向で進め、初期中性子+子孫の中性子束の振幅が同じ炉周期で変化するようになる十分な時刻をとって中性子束を評価すれば、$I(\boldsymbol{r},\boldsymbol{V})$の相対分布がえられる。即発臨界体系では遅発中性子を無視するα固有値問題の随伴式と、遅発中性子を除いた $1/k_p$ を固有値とする定常方程式の随伴式が一致するので、固有関数となる I_αと遅発中性子を除いた I_{FP} が相似となる。図 1 の MOX-UOX 燃料体系を即発臨界水位とし、燃料ピン中心で発生する 2 MeV の中性子、燃料ピン間の軽水部から発生する 25 meV の中性子をそれぞれ源とし、MCNP-5 の固定源計算と固有値計算で各々I_αと I_{FP} を得た。前者ではα=0 となった。この I_αの相対分布と、I_{FP} は一致した(図 2)。従って、即発臨界条件におけるα固有値問題の随伴中性子束は計算可能である。

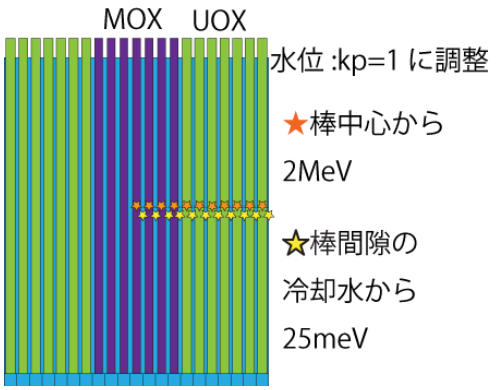


図 1 計算体系と源の位置(☆印)

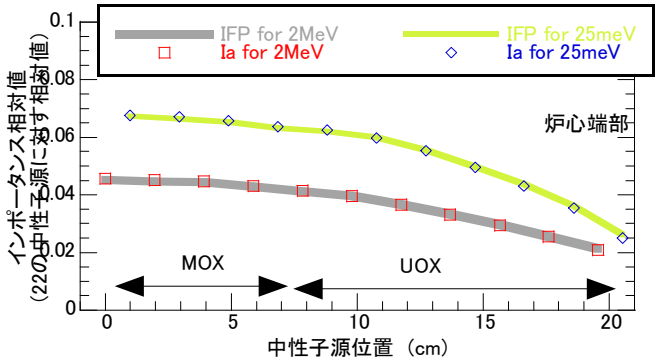


図 2 即発臨界条件で $I\alpha$と I_{FP} の比較

参考文献 [1] Terranova & Zoia, ANE 108 (2017) 57-66, [2]Endo & Yamamoto, Proc. PHYSOR2018.

*Yasushi NAUCHI[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI).

臨界安全解析用モンテカルロ計算ソルバーSolomon の開発
（2）非分離共鳴断面積に対する確率テーブル法の実装

Development of a Monte Carlo Solver Solomon for Criticality Safety Analysis
(2) Implementation of the Probability Table Method for Unresolved Resonance Cross Sections

*長家 康展[1]，羽倉 洋行[2]
[1]原子力機構, [2]ナイス

基礎臨界特性データのデータベースの作成に資するため、燃料デブリ体系を取り扱うことができる新規モンテカルロ計算ソルバーSolomon を開発している。非分離共鳴の自己遮へい効果を正確に取り扱うため、確率テーブル法を Solomon に実装し、単純球体系に対する実効増倍率を計算することにより実装を検証した。

キーワード：Monte Carlo Solver, Solomon, Criticality Safety, Probability Table Method

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故で生じた燃料デブリ性状を網羅した基礎臨界特性データのデータベース（DB）を構築するため、燃料デブリ体系をより忠実に取り扱うことができる新規モンテカルロ計算ソルバーSolomon（Solver of Monte Carlo）の開発を開始した。前回の報告[1]では、MCNP コード[2]の断面積データ形式（ACE 形式）の断面積を読み込み、単純な球体系で中性子のトラッキングを行い、実効増倍率が計算できることを確認した。今回は、非分離共鳴の自己遮へい効果を正確に取り扱うため、確率テーブル法を Solomon に実装し、単純球体系に対する実効増倍率を計算することにより確率テーブル法が正しく実装されていることを検証する。

2. 確率テーブル法の実装と検証

非分離共鳴断面積の確率テーブルは NJOY などの核データ処理コードシステムにより生成され、それらは ACE 形式において UNR ブロックに格納される。今回、このブロックを読み込んで確率テーブルデータを格納するクラスとその格納されたデータから非分離共鳴断面積をサンプリングするクラスを Solomon に実装した。検証計算として Solomon と MCNP5 を用い、高速球体系に対する実効増倍率（k_{eff}）を計算した結果を表 1 に示す。1 サイクル当りのヒストリー数は 1 万で、スキップサイクル 100、有効サイクル 1 万で計算を行い、用いた評価済み核データは JENDL-4.0 である。両者の結果は 1 標準偏差の範囲で一致し、確率テーブル法は正しく実装されていることが確認できた。

表 1　高速球体系に対して Solomon と MCNP5 を用いて計算した実効増倍率（k_{eff}）の比較

体系 (ICSBEP[3] ID)	k_{eff} (Solomon)	k_{eff} (MCNP5)
Godiva (HMF-001)	0.99766 ± 0.00006*	0.99742 ± 0.00006*
Topsy (HMF-002)	0.99705 ± 0.00007*	0.99716 ± 0.00006*

*統計誤差は 1 標準偏差を表す。

3. 結論

燃料デブリ体系を取り扱うことができるモンテカルロ計算ソルバーSolomon に確率テーブル法を実装し、MCNP コードと比較することにより正しく実装できていることを確認した。今後は、熱中性子散乱モデルの実装、幾何形状表現の拡張などを行う予定である。

参考文献

[1] 長家、羽倉、日本原子力学会 2018 年春の大会(2F12) [2] X-5 Monte Carlo Team, LA-UR-03-1987 (2003). [3] NEA Nuclear Science Committee, NEA/NSC/DOC(95)03 (2013).

本報は原子力規制庁の平成 28, 29 年度東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備事業として行われたものである。

*Yasunobu Nagaya[1], Hiroyuki Hagura[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NAIS Co., Inc.

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

Thu. Sep 6, 2018 5:15 PM - 6:20 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 8:15 AM - 9:20 AM UTC | Room M E11 -E Building

[2M19-22] Analysis Method Development (Deterministic Method)

Chair:Kazuya Yamaji(MHI)

5:15 PM - 5:30 PM JST | 8:15 AM - 8:30 AM UTC

[2M19] Compression of cross section table for core analysis using dimensional reduction

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

5:30 PM - 5:45 PM JST | 8:30 AM - 8:45 AM UTC

[2M20] Implementation of Galerkin quadrature method to reactor physics code system CBZ

*Go Chiba[1], Hiroyuki Fujii[1] (1. Hokkaido Univ.)

5:45 PM - 6:00 PM JST | 8:45 AM - 9:00 AM UTC

[2M21] Nuclear reactor space-dependent kinetic calculations with explicit model of fission product nuclides

(2)全てのＦＰを陽に取り扱ったモデルの実装と検討

*Koji Katagiri[1], Go Chiba[1] (1. Hokkaido Univ.)

6:00 PM - 6:15 PM JST | 9:00 AM - 9:15 AM UTC

[2M22] Study on the effectiveness of SP3 method in a fast reactor

*Shota Ushihara[1], Takanori KItada[1], Satoshi Takeda[1] (1. Osaka University)

6:15 PM - 6:20 PM JST | 9:15 AM - 9:20 AM UTC

Time reserved for Chair

次元削減を用いた炉心解析用断面積テーブルの圧縮

Compression of cross section table for core analysis using dimensionality reduction

*山本真人[1], 遠藤知弘[1], 山本章夫[1]
[1]名古屋大学

空間及びエネルギー解像度が高い炉心計算において用いる断面積テーブルは、データ量が膨大になることから、データの圧縮が望まれる。本発表では、燃焼計算・ブランチ計算を含む単一集合体計算から得られた燃料棒単位の多群断面積に対し、特異値分解を用いた次元削減を行うことで断面積データの圧縮を試みた結果を示す。

キーワード：多群断面積，特異値分解，低ランク近似，次元削減，集合体計算，炉心計算

1. 緒言：現在の炉心解析手法では、集合体計算を実施し、集合体系平均、燃料セル平均あるいは物質毎の多群巨視的、微視的断面積の計算が行われる。空間及びエネルギーの解像度を上げることで、より正確な計算を行うことができるが、一方で断面積テーブルのデータ量が大きくなるという問題がある。今後、空間及びエネルギー解像度が高い炉心解析が主流になると考えられることから、断面積テーブルのデータ圧縮が望まれる。そこで本研究では、特異値分解を用いた次元削減による断面積テーブル圧縮の検討を行った。

2. 解析手法：集合体計算コード CASMO4E による単一集合体計算から得られた燃料棒平均の 16 群巨視的断面積（$D_g, \Sigma_{a,g}, \nu\Sigma_{f,g}$の数がそれぞれ 16 個、$\Sigma_{s,g\to g'}$が$16\times16=256$個、計$16\times3+256=304$個）を基に、燃焼度、燃料温度、減速材温度、ホウ素濃度、ボイド率が変化した状態 213 点（燃料棒 45 本×213 点=9585 点）において、巨視的断面積を並べた行列（9585 行×304 列）を作成し、この行列に対して特異値分解を行った。特異値分解により 304 個の特異値が得られ、低ランク近似を用いて特異値を削減し、断面積を再構成した。1～304 個の特異値を用いた場合それぞれについて得られた断面積のうち、燃料棒 1 本に注目して 213 状態での無限増倍率k_{inf}の計算を行い、次元削減前の断面積によるk_{inf}との誤差を計算した。

3. 結果：特異値分解によって得られた 304 個の特異値を図 1 に示す。また、低ランク近似による再構成断面積を用いたk_{inf}の計算結果と、元のk_{inf}との誤差のうち、213 状態での最大誤差を図 2 に示す。図 1、図 2 より、k_{inf}の誤差は用いた特異値の大きさに依存していることがわかる。目標とするk_{inf}の誤差を10^{-4}のオーダーとすると、約 70 個の特異値で再現できる。すなわち、約 77%の特異値を削減しても再現性を保つことができると考えられることから、大幅な断面積テーブル圧縮が見込まれる。

4. 今後の課題：次元削減された断面積を用いて集合体及び炉心計算を行い、中性子束分布についての再現性を確認することで、より妥当な特異値数の削減を検討する。

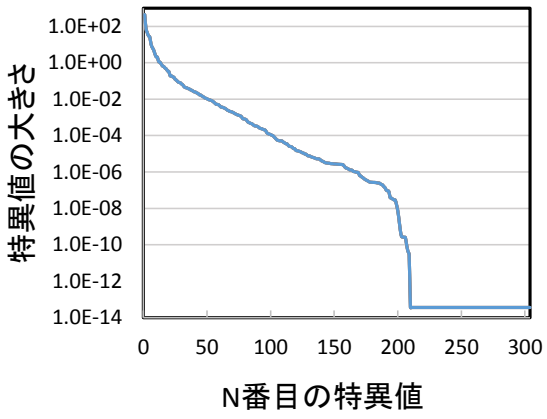


図 1　304 個の特異値の大きさ

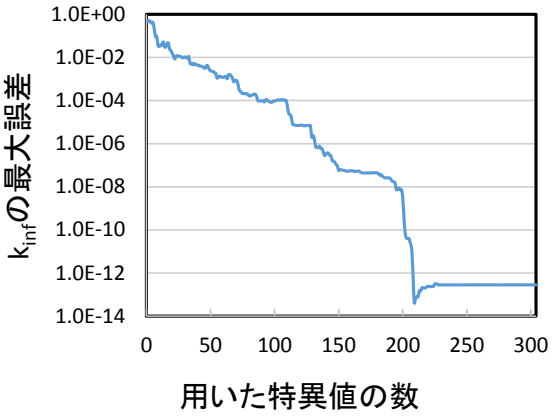


図 2　低ランク近似による再構成断面積を用いたk_{inf}の最大誤差

*Masato YAMAMOTO[1], Tomohiro ENDO[1], Akio YAMAMOTO[1]
[1]Nagoya Univ.

炉物理コードシステム CBZ へのガラーキン求積法の実装

Implementation of Galerkin quadrature method to reactor physics code system CBZ

*千葉 豪[1]，藤井 宏之[1]
[1]北海道大学

強い前方性を有する散乱を精度良く取り扱うことが可能とされるガラーキン求積法を炉物理コードシステム CBZ に実装し、その性能を定量的に評価した。

キーワード：ガラーキン求積法，放射線輸送計算，離散座標法，射線効果

1. 背景　放射線輸送数値計算において離散座標法が広く用いられている。離散座標法に基づく輸送計算では、一般的に、散乱源に関する球面調和関数（一次元の場合はルジャンドル関数）モーメントを計算した後、角度依存の散乱源を求める。従って、散乱断面積は有限のルジャンドル展開で近似されることになり、強い前方性を有する散乱反応の適切な扱いが困難となる。それに対し、ガラーキン求積法では散乱断面積を有限のルジャンドル展開で記述するという近似が導入されないことから、強い前方性を有する散乱を精度良く扱うことが期待される[1]。本検討では、北海道大学で開発している炉物理計算コード CBZ の離散座標法ソルバーにガラーキン求積法を実装し、その性能を定量的に評価した。

2. ガラーキン求積法による散乱源の計算　角度束及びそれに基づく散乱源をψとs、またそれらの球面調和関数モーメントをϕとSと記述したとき、$\phi = \mathbf{D}\psi$、$S = \boldsymbol{\Sigma}\phi$、$s = \mathbf{M}S$の関係が成り立つ。ここで、$\mathbf{D}$は離散角度からモーメントへ変換するための行列、$\boldsymbol{\Sigma}$は散乱断面積のルジャンドルモーメントからなる対角行列、$\mathbf{M}$はモーメントから離散角度へ変換するための行列である。通常の Sn 法では、$\mathbf{D}$、$\mathbf{M}$はそれぞれ正方行列とはならないが、ガラーキン求積法では各々が正方行列となり、かつ$\mathbf{D^{-1}} = \mathbf{M}$が満足される。従って、例えば散乱角余弦$\mu$についての微分散乱断面積$\sigma(\mu)$が$\delta(\mu - 1)$と記述される（散乱によって方向を変えない）場合、散乱断面積の全てのルジャンドルモーメントが 1 となることから$\boldsymbol{\Sigma}$は単位行列となり$s = \psi$が得られ、この散乱反応を厳密に取り扱えることが分かる。

3. 計算結果　有限の大きさを有する単一媒質で構成される立方体中に一定の厚さを持つ平板状の固定源を設置し、平板源に対して平行かつ離れた面におけるスカラー束を評価対象とした。媒質の散乱断面積は Henyey-Greenstein 関数で記述するものとした。この関数ではパラメータgによって前方性の強弱を調整することが出来、$g = 1.0$のとき完全前方散乱（$\sigma(\mu) = \sigma_s\delta(\mu - 1)$）に対応する。$g = 1.0$のときの結果を図 1 に示す。従来の Sn 法では、散乱断面積を P11 まで展開し、詳細な角度分点セットを用いた場合でも参照解の再現性は悪いが、ガラーキン求積法を用いることにより S16 計算であっても参照解の再現性が改善していることが分かる。なお、ガラーキン求積法を用いたとしても射線効果は残るため、参照解の再現性を向上させるためには詳細な分点セットが必要となるものと考えられる。

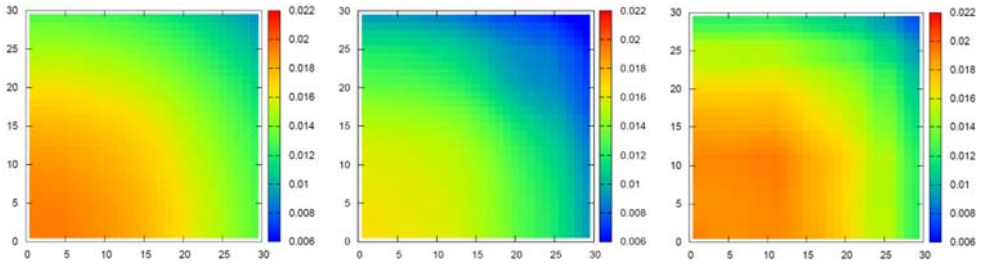


図 1、平板源から離れた面におけるスカラー束（左：参照解、中央：従来法（P11、2,048 点の product quadrature）の結果、右：S16 のガラーキン求積法を用いた結果）

参考文献　[1] J.E.Morel, Nucl. Sci. Eng., 101, p.72 (1989).

---

*Go Chiba[1], Hiroyuki Fujii[1]
[1]Hokkaido Univ.

核分裂生成物核種を陽に取り扱った空間依存動特性解析
(2) 全ての FP を陽に取り扱ったモデルの実装と検討

Nuclear reactor space-dependent kinetic calculations with explicit fission products model

*片桐　耕司[1]，千葉　豪[1]
[1]北海道大学

従来の 6 群モデルに対して、個々の核分裂生成物核種を陽に扱うモデル(EFP モデル)を用いた動特性解析手法の開発を行っている。本研究では空間依存問題への適用及び実装を行った。

キーワード：遅発中性子, EFP モデル, 6 群モデル, 動特性解析

1. 緒言　一般的な原子炉動特性計算で用いられている 6 群モデルでは物理現象を簡略化しモデル化している。そのため、個々の核種の挙動や遅発γ線などを詳細に取り扱うことは困難である。そこで本研究室では従来の 6 群モデルに対し全ての核分裂生成物を陽に扱う EFP (Explicit Fission Products)モデルを開発し、動特性解析を行ってきた。前回の発表では、EFP モデルを空間依存問題に対して適用するための定式化を行った[1]。今回は定式化した数式を用いて EFP モデルによる空間依存動特性解析の実装を行った。

2.理論　EFP モデルでは遅発中性子先行核密度は以下の式で表すことが出来る。

$$\bar{C}(r,t+\Delta t)=\bar{\bar{\mu}}\bar{C}(r,t)+P(r,t)\bar{\eta}+P(r,t+\Delta t)\bar{\xi}, \qquad (1)$$

但し、

$$\bar{\bar{\mu}}=\bar{\bar{M}}(-\Delta t),$$
$$\bar{\eta}=\bar{\bar{\lambda}}^{-1}\left\{\frac{1}{\Delta t}\bar{\bar{\lambda}}^{-1}\left(\bar{\bar{I}}-\bar{\bar{M}}(-\Delta t)\right)-\bar{\bar{M}}(-\Delta t)\right\}\bar{y},$$
$$\bar{\xi}=\bar{\bar{\lambda}}^{-1}\left\{\bar{\bar{I}}-\frac{1}{\Delta t}\bar{\bar{\lambda}}^{-1}\left(\bar{\bar{I}}-\bar{\bar{M}}(-\Delta t)\right)\right\}\bar{y}.$$

ここで、$\bar{y}$独立収率、Pは核分裂反応率、$\bar{\bar{\lambda}}$は核種の崩壊と移行を表す行列であり、また$\bar{\bar{M}}(t)=e^{\bar{\bar{\lambda}}t}$の行列指数関数である。上式を用いて遅発中性子先行核密度を計算するためには$\bar{\bar{\lambda}}$が正則でなければならない。そのため、遅発中性子の放出に関与する核種のみを選定し、正則な$\bar{\bar{\lambda}}$を作成することによって動特性解析を実装した。解析の一例として一次元軽水反射体体系における結果を示す。臨界定常状態から0.4$の反応度を印加し一定時間($t=0.5[s]$)経過した後の ^{137}I 及び ^{141}Xe の数密度空間分布を Fig.1 に示す。EFP モデルを用いる事により、このように核種について詳細に取り扱った動特性解析が可能となった。

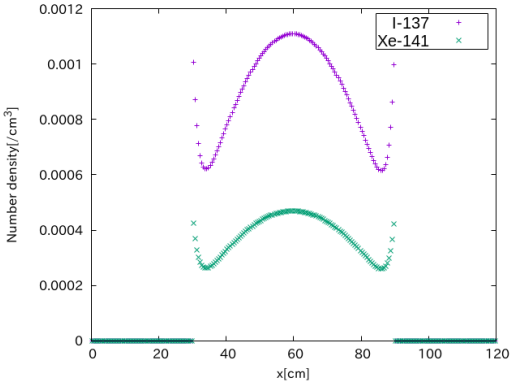


Fig. 1

3. 結言　EFP モデルによる遅発中性子先行核密度の定式化を行い、それにより EFP モデルによる空間依存動特性解析を行うことが可能となった。EFP モデルを用いる事により、各々の核種に着目した解析などを行うことが出来る。

参考文献

[1] 片桐耕司　他、原子力学会 2018 年春の年会　1F10

謝辞：本研究の一部は科学研究費補助金　若手研究(B)16K18344 の成果である。

---

*Koji Katagiri[1] and Go Chiba[1]
[1]Hokkaido Univ.

高速炉体系における SP_3 法の有効性についての検討

Study on the effectiveness of SP3 method in a fast reactor

*牛原　将太[1]，北田　孝典[1]，竹田　敏[1]
[1]大阪大学

非均質性の高い高速炉の解析では、冷却材のボイド率が高い場合、拡散計算ではボイド反応度を精度良く評価できない可能性がある。その解決策として SP_3 方程式を考える。SP_3 方程式を用いた解析は中性子の異方性について、拡散方程式よりも高精度であることが特徴である。拡散方程式を用いたコードを基に SP_3 法を用いた計算コードを開発し、それら二つに対して輸送方程式を用いた S_N 法コードを参照解とした。

キーワード：計算コード , SP_3 方程式, 拡散方程式, 高速炉、ボイド反応度

1. 背景

高速炉の安全性を評価するために過渡解析を実施する必要があるが、冷却材のナトリウム領域において、高いボイド率の場合、拡散方程式では中性子の異方性を適切に処理できないという問題がある。高精度な過渡解析のために、拡散方程式に代わる手法が必要である。

2. 目的

冷却材であるナトリウムのボイド率が高くなった場合において、拡散方程式および S_N 法と比較する形で SP_3 方程式の計算結果を評価する。

3. 計算体系と結果

計算体系は図 1 に示す。燃料とナトリウムの 2 領域からなる平板一次元の体系で、ナトリウムに関してはボイド率を変え（表 1)、ボイド反応度の変化による計算結果の差を確認する。使用する計算手法として拡散方程式、SP_3 方程式、そして参照解として S_N 法（S_8）を使用した。

計算結果は表 2 に示す。ボイド反応度の変化に対して、拡散方程式よりも SP_3 方程式が S_N 法に近い結果を与えていることがわかる。

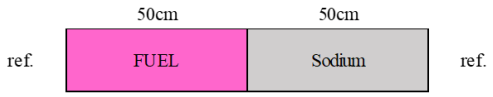


図1. 計算体系

表1. ナトリウムのボイド率と数密度

ボイド率	0%	25%	50%	75%	90%	95%
sodium	2.2402E-02	1.6802E-02	1.1201E-02	5.6005E-03	2.2402E-03	1.1201E-03

unit(atoms/barn/cm)

表2. 計算結果

ボイド率	Method	反応度	S_8からの誤差(%)
0->25	diffusion	229.0	- 9.6
	SP3	257.0	+ 2.4
	S8P1	251.0	
0->50	diffusion	372.1	- 7.1
	SP3	398.4	0
	S8P1	398.4	
0->75	diffusion	956.5	+ 0.9
	SP3	928.2	- 2.1
	S8P1	947.6	
0->90	diffusion	1937.7	+ 3.8
	SP3	1859.1	- 0.3
	S8P1	1864.8	
0->95	diffusion	2427.6	+ 3.9
	SP3	2332.4	- 0.1
	S8P1	2335.2	

4. 今後の検討

反応度を見ると、拡散方程式では誤差が 10% に至るケースもあったが、SP_3 方程式ではどのケースに関しても誤差 3% 以下の水準で計算が行えた。また、ナトリウムのボイド率が 95%という高い領域においても、精度を失わなかった。今後は、一次元ではなく多次元での解析による評価が必要となる。

[1] Masahiro Tatsumi, Akio Yamamoto. Advanced PWR Core Calculation Based on Multi-group Nodal-transport Method in Three-dimensional Pin-by-Pin Geometry, Journal of Nuclear Science and Technology 2003.

[2] O.J. FOUST. Sodium-NaK Engineering Handbook, Volume 1. United States Atomic Energy Commision.1972.

*Shota Ushihara[1], Takanori Kitada[1] and Satoshi Takeda[1]

[1]Osaka Univ.

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

Thu. Sep 6, 2018 9:45 AM - 11:05 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 12:45 AM - 2:05 AM UTC | Room N D23 -D Building

[2N01-05] Fusion Neutron Application

Chair:Hideaki Matsuura(Kyushu Univ.)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2N01] LLFP Treatment by Irradiation of Fusion Neutrons

(1) Calculations for LLFP processing by fusion neutrons

*Norimasa Yamamoto[1], Motoyasu Sato[1], Hirohisa Takano[1], Atsuo Iiyoshi[1] (1. Chubu Univ.)

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

[2N02] LLFP Transmutation by Irradiation of Fusion Neutrons

(2)Physics of In-Flight Muon Catalyzed Fusion with Plasma Target

*Yasushi Kino[1], Takuma Yamashita[1], Toshitaka Oka[1], Motoyasu Sato[2] (1. Tohoku Univ., 2. Chubu Univ.)

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

[2N03] LLFP Treatment by Irradiation of Fusion Neutrons

(3) Concept of Much Shock wave target In−Flight Muon Catalysis Fusion

*Motoyasu Sato[1], Yasushi Kino[2], Yoshiharu Tanahashi [1], Norimasa Yamamoto[1], Hirohisa Takano[1], Takashi Mutoh[1], Aki Fujita[3], Aysuo Iiyoshi[1], Akihiro Matsubara[1] (1. Chubu Univ, 2. Tohoku Univ, 3. Kagiken)

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

[2N04] LLFP Transmutation by Irradiation of Fusion Neutrons

(4) A method for generating high pressure flow conditions by RAM pressurization in supersonic wind tunnel

*Yoshiharu Tanahashi[1] (1. Department of Astronautics and Aeronautics)

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

[2N05] Evaluation of neutron flux distribution in an experimental assembly using discharge-type fusion DD neutron source.

*Keisuke Mukai[1], Juro Yagi[1], Satoshi Konishi[1] (1. Institute of Advanced Energy, Kyoto University)

11:00 AM - 11:05 AM JST | 2:00 AM - 2:05 AM UTC

Time reserved for Chair

核融合中性子による LLFP 処理
(1) 核融合中性子による LLFP 処理に関する基礎計算

LLFP Transmutation by Irradiation of Fusion Neutrons

(1) Calculations for LLFP processing by fusion neutrons

*山本 則正[1], 佐藤 元泰[1], 高野 廣久[1], 飯吉 厚夫[1]

[1] 中部大学

抄録：核破砕中性子源に比べてエネルギー的に単色である核融合中性子には LLFP 処理での核の安定化までの核変換経路を制御し易いという利点がある。LLFP の核変換に必要な中性子束と照射による低減量などの計算を行った。その結果、10^{19} 個/m^2/s の中性子束で、4-40kg/年の低減量となることがわかった。

キーワード：核変換, 核融合中性子, LLFP

1. 緒言

放射性廃棄物には自然半減期は 10^5～10^6 年に及ぶ長寿命核種（LLFP）が存在し、その処理方法についての検討が多く行われている。今回、D-D/D-T 核融合中性子による LLFP 処理に関わる核変換率の計算および低減量の計算結果を報告する。核融合中性子は、エネルギースペクトルの広い核破砕中性子に対して単色性が高いという特徴がある。特に D-T 中性子であれば 14.1 MeV と、LLFP 核種の(n,2n)反応の閾値を越えるエネルギーがあり、(n,2n)反応で核変換することができる。本研究では、D-T 中性子ならびに D-D 中性子（2.45 MeV）での LLFP 核種の核変換率の計算と半減するのに要する照射時間の評価、また核変換で競合する（n,2n）反応と中性子捕獲の反応の制御についての検討も行った。

2. 核融合中性子による LLFP 核変換率の計算方法

放射性核種の核変換率の計算は、PHITS[1]を用いた。核データは JENDL-4.0[2]が用いられている。モデル体系として、核融合中性子は全方位に放射状に放出される点から、中性子束と核変換率の関係が陽に関係付けられる球モデルを採用した。球の中心に中性子源を配置し、球の殻厚により初期の LLFP 量が変化する。また厚みによって発生する核反応の競合が変化するため、その変化も調べた。対象 LLFP は ^{79}Se、^{93}Zr、^{107}Pd、^{135}Cs の 4 核種である。

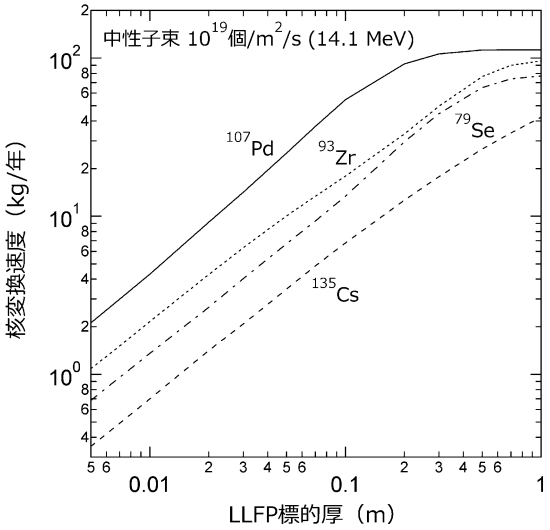


図 1 核融合中性子による LLFP の核変換の速度と標的厚の関係。

3. 結果および結論

殻厚が薄いほど、つまり LLFP 標的厚が薄いほど(n,2n)反応が優勢で、標的厚が厚くなると中性子捕獲反応が優勢となることがわかった。対象 4 核種に対して中性子束と半減時間（照射時間）の関係は、LLFP 厚 0.1 m で中性子束 10^{19} 個/m^2/s で約 10-30 年となることがわかった。また図 1 で示すように、その際の年間の変換量は 4~40 kg 程度に相当する。当日は他の結果も合わせて報告する。（付記）本研究の一部は、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] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 55, 684-690 (2018).

[2] K. Shibata, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).

*Norimasa Yamamoto[1], Motoyasu Sato[1], Hirohisa Takano[1] and Atsuo Iiyoshi[1]

[1]Chubu Univ.

核融合中性子による LLFP 処理
（2）プラズマを標的とするインフライトミュオン触媒核融合の物理

LLFP Transmutation by Irradiation of Fusion Neutrons

(2) Phisics of In-Flight Muon Catalyzed Fusion with Plasma Target

*木野 康志[1]，山下 琢磨[1]，岡 壽崇[1]，佐藤 元泰[2]

[1]東北大学，[2]中部大学

抄録　従来のミュオン触媒核融合（μCF）と異なるミュオン原子衝突中核融合反応（インフライトミュオン触媒核融合；IFμCF）の可能性と、その背景にある量子少数多体系の物理学について議論する。

キーワード：ミュオン，ミュオン触媒核融合，ミュオン原子過程，量子小数多体系

1. 緒言

負電荷ミュオンは 2.2 μs の寿命をもち、電子と入れ替わってミュオン原子を生成する。ミュオンは電子の 207 倍の質量をもつため、ミュオン原子の基底状態は、もとの原子の 207 倍の束縛エネルギーをもち、207 分の 1 の大きさとなる。さらに、ミュオンが 2 つの原子核を束縛してミュオン分子イオンを生成すると、この分子内では核間距離が接近し核反応が高い確率で起こる。従来、μCF ではこのミュオン分子内での核融合反応を利用してきたが、分子生成が共鳴反応であるため重水素・三重水素標的を 10 K 程度に冷やし精密に制御する必要があった。また、核融合生成物であるα粒子の原子軌道にミュオンが捕らわれるミュオン付着によるミュオンの損失により μCF のサイクル率が制限され、ミュオン生成にかかるエネルギーが回収できなかった。最近、多量のミュオンの新しい生成法が提案され[1]、負電荷ミュオンビームの品質も向上してきた[2]ため、μCF が新たな中性子源やエネルギー源として、再び注目を集めるようになってきた。

2. インフライトミュオン触媒核融合

我々は、μCF 実現にむけて、ミュオン原子衝突中におこる IFμCF を新たに提案している。IFμCF の実施方法は、次の講演で議論するが、本講演では IFμCF の基礎となる、ミュオン原子（xμ, yμ, (x,y) = (t, d)）衝突中での核融合反応（$x\mu + y \rightarrow \alpha + n + \mu + 17.6$ MeV）の計算について詳しく説明する。xμ + y 衝突の際、Bohr 半径が 290 fm の xμ は、核間のクーロン障壁を強く遮蔽する。電子の場合も同様な遮蔽効果があるが、ミュオン原子の場合は原子の束縛エネルギーと衝突エネルギーが同程度となるため、ミュオン分子形成の効果、さらにミュオンの質量は原子核と比べて無視できないことによる非断熱効果などにより、核間の接触確率が増え、大きな核反応断面積（～1,000 barn）が得られた。

3. 結論

IFμCF の基礎となるミュオン原子衝突中の核融合反応を、厳密な量子小数多体系理論により精密に計算した。今後、dd 核反応の分岐比やミュオン付着の計算のため、原子核内部の自由度を取り入れたより詳細な計算が必要とされる。本研究の一部は、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] 森義治, 石禎浩他, 「高レベル放射性廃棄物低減・資源化の鍵、新たなミュー粒子生成法へ向け原理実証」 (2017 年 12 月 14 日) http://www.kyoto-u.ac.jp/ja/research/research_results/2017/171212_1.html

[2] Y Miyake *et al. J. Phys.: Conf. Ser.* 551, 012061 (2014)

---

*Yasushi Kino[1], Takuma Yamashita[1], Toshitaka Oka[1] and Motoyasu Sato[2]

[1]Tohoku Univ., [2]Chubu Univ.

核融合中性子による LLFP 処理

（3） マッハ衝撃波面を標的とするインフライト・ミュオン触媒核融合中性子源

LLFP Transmutation by Irradiation of Fusion Neutrons

(3) Concept of Much Shock wave target In Flight Muon Catalysis Fusion (IFMCF)

*佐藤 元泰[1],木野 康志[2], 棚橋 美治[1], 山本 則正[1],松原 章宏[1]、高野 廣久[1], 武藤 敬[1],藤田 明希[3], 飯吉 厚夫[1]

1.中部大、2.東北大学、3.科技研

抄録 核融合物理学の盲点「ローソン条件という呪縛」からの脱却により、コンパクトな高密度核融合中性子源の概念が生み出された。小型核融合炉としても実現性がある。

キーワード：ミュオン、新核融合炉概念、ラバールノズル、ガス標的、中性子

1. 緒言

これまでの核融合研究は、原子核間の静電遮蔽は困難であるとの前提に束縛されてきた。しかし、先の講演のように IFMCF では、反応断面積が 600 倍大きく、必要なイオンのエネルギーが一桁低くなる。IFMCF では、高密度ガス標的中に生成したミュオン原子と 1.4 keV の重水素・3 重水素イオンの間で核融合が発生する。ガス密度 10^{21} cm^{-3}、ミュオンの生成密度 10^{19} $cm^{-3}s^{-1}$ の時、この反応の飛程は数 mm で、体積は $1cm^3$ 程度である。ガス密度は磁気核融合に較べて 6 桁ほど高く、また低温のミュオン核融合に較べて 2 桁程度低い。標的として必要なプラズマの寿命は 100ns 以下で、この反応領域内で消滅するから、磁場による保持は不要、また慣性核融合の様な爆縮過程も不要である。IFMCF のローソン条件は、磁場核融合に対し、核融合反応断面積で 1/600、温度が一桁低下することから、少なくとも 1/1000 に引き下げられる。

２．飛翔型ミュオン核融合の実施方法

この標的、すなわち核融合領域を、電磁気力や慣性力ではなく、空力的に空間に支える方式を提案する。ラバールノズル中の超音速気流に楔を置いて、マッハ衝撃波を励起する。この衝撃波面には、マッハ数 3～4 の超音速で原料ガスが流入し、亜音速で流出する。この流入流出速度の差で気体が圧縮され、高密度領域が形成される。

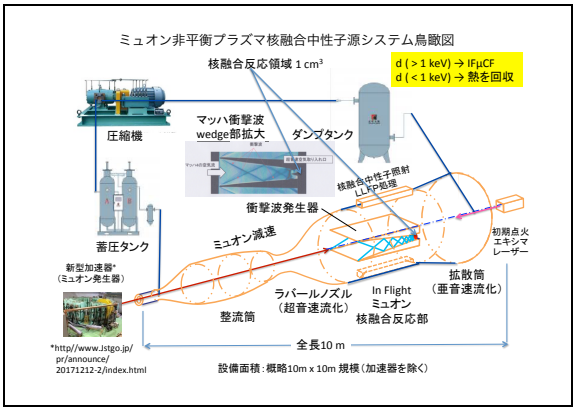


図１ 飛翔型ミュオン核融合炉の模式図

LLFP 核変換処理には、$10^{19}cm^{-3}s^{-1}$ の核融合中性子が必要である。このＤＴ核融合では、高輝度アルファ線（ヘリウム ^4He 粒子、エネルギー3.5MeV）が発生する。低輝度のアルファ線は気体中では Brrag 曲線に従って減衰し、数十 eV の低温プラズマが発生する。高輝度・高密度では、^4He（アルファ粒子）と D^+/T^+ の間にイオン-イオン衝突、更に量子散乱が Stopping に働くと考えられており(1)、外部の熱源を使わずに、高温の標的イオンを生成・維持できる。これが ICMCF の自己点火条件である。

エネルギーバランスに係わる Q 値は、10^{19} $cm^{-3}s^{-1}$ の中性子(14.1 MeV)とアルファ粒子(3.5MeV)を生み出す核融合中性子源の総出力は 27.6MW（発電効率 30%を仮定すれば電気出力約 8.2MW （連続定格））と、反応維持に必要な補給エネルギーの比較で決まる。ミュオンの繰り返し利用回数を 1000 と仮定すると、10^{19} $cm^{-3}s^{-1}$ の中性子発生には 10^{16} $cm^{-3}s^{-1}$ の割合でミュオンを補給しなければならない。ミュオン 1 個の生成エネルギーが 1 GeV であるならば、10^{16} cm^{-3} s^{-1} のミュオン生成に必要なエネルギーは 1.6 MW である。よって,この核融合では、Q~5 になる。もし触媒回数 300 ならば、Q~2 である。

3. 結論

現在までのプラズマ核融合、加速器術の研究成果、ロケットとジェットエンジン技術の蓄積など、日本の工業基盤・技術力を活かせば、最短で 10 年、最長 20 年で社会実装が可能である。無尽蔵かつ安全性の高いエネルギー供給を実現、日本発の文明史上に残る科学技術を世界に展開できる。（付記）本研究の一部は、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）Frenje JA, et al., "Measurements of Ion Stopping Around the Bragg Peak in High-Energy-Density Plasmas", Phys Rev Lett. 2015 Nov 13;115(20):205001

---

*Motoyasu Sato[1], Yasushi Kino[2], Yosiharu Tanahashi[1], Norimasa Yamamoto[1], Akihiro Matsubara[1], Hirohisa Takano[1], Takashi Mutoh[1], Aki Fujita[3], and Atsuo Iiyoshi[1]
[1]Chubu Univ., [2]Tohoku Univ. [3]Kagiken Co.

核融合中性子による LLFP 処理

（4）超音速風洞に於けるラム圧による高圧流れ場環境の生成手法

LLFP Transmutation by Irradiation of Fusion Neutrons

(4) A method for generating high pressure flow conditions by RAM pressurization in supersonic wind tunnel

*棚橋 美治[1], 佐藤 元泰[1], 木野康志[2], 高野 廣久[1], 武藤 敬[1], 飯吉 厚夫[1]

1.中部大, 2. 東北大

抄録：核融合中性子による長寿命核廃棄物(LLFP)の分離・核変換への応用に用いる新しい核融合中性子源の開発を目指し、ミュオンを高密度の重水素標的に入射する新しい小型の実験装置として、超音速風洞を用いてラム圧により高圧流れ場環境を生成する手法につき説明する。これによりミュオン原子生成と核融合反応を起こす実験を行う。

キーワード：核融合中性子、ミュオン原子、ラム圧、衝撃波、超音速風洞

1. 緒言

中性子照射 LLFP 短寿命化用ミュオン原子/プラズマ核融合中性子源の基礎研究として、ラムジェット衝撃波圧縮方式により標的を保持する以下の概念を創出した。

1）粒子・エネルギー平衡系として、ラムジェットでミュオン粒子を補給し、レーザー照射で熱を補給する。

2）力学的平衡系として、この高温・高密度領域は、常に膨張し拡散していくが、衝撃波反射の繰返しによる亜音速域での高圧域、レーザーによる高温域を形成する。これにより熱力学的平衡状態となり、閉じ込め磁場等の電磁力が不要となる。

ラムジェット衝撃波圧縮方式は、戦後本格的に進められてきたラムジェットエンジンの研究開発に於いて、JAXA 等国内外で実績のある手法[1]であり、今回、核融合実現に効果的な手法として活用が期待されている。

2. ラバールノズル及びラムジェット超音速空気取入口を活用した高圧域の生成方法

ミュオンを 1cm^3 程の核融合領域で捉え、1～3MPa 程の高圧で 10 ^{21} cm^{-3} の高密度ガス層を空間的に保持し、定常的に反応ガスを交換し、さらに発生した熱を取り除く。この実証実験には、1s 以上の気流持続時間で、高速の高圧領域が生成出来ることが必要である。

そのため、図 1 に示す様に、超音速流を模擬できる風洞の気流中に、ラムジェットエンジン研究で実績のある楔型空気取入口を用いて衝撃波を発生させ、複数回反射させることにより、静圧が上昇して音速以下の状態まで減速し、高圧の連続的な流れ場が形成される。

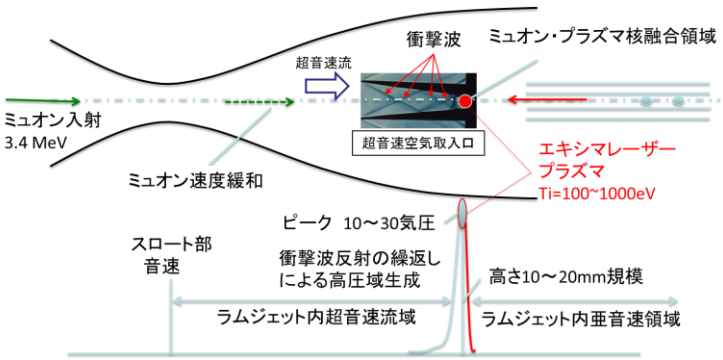


図 1. 高速高圧高密度流れ場生成の模式図

気流の持続時間は、上流側の貯気槽の圧力と容積により調整可能である。1～数 s レベルの気流持続時間であれば、He 或いは D_2 のボンベと貯気槽を用いて比較的経済的に貯気システムが構築できる。空気取入口のスロート部は境界層厚の影響を考慮して 10~20mm の高さとし、1cm^3 程の核融合領域を設ける。高密度及び高温の流れ場は、ミュオン粒子の入射及びエキシマレーザーによるプラズマ生成により実現する。ミュオン入射及びエキシマレーザーの投入方向は設備計画の中で調整する。空気取入口の後流側は、亜音速流として気体を回収する。

ここで、核融合領域において音速に近い流れ場が必要な理由は、以下の通りである。1）原料ガスの置換。2）DT 核融合で発生したヘリウム原子（アルファ粒子）を分離し、ミュオンがアルファ粒子に捉えられ、損失する割合を減じる。3）核融合反応が継続すると、アルファ粒子が発生し、高エネルギーの熱が標的の中に発生する。これを除去しないと標的の形状が維持できない。4）音速付近で流出すれば、このアルファ粒子がからの発熱は、流れ場によって遠方に運ばれるため、標的は安定に更新、保持され続ける。

3. 結論

以上の構想を以て、超音速流中でラム圧による高速で高密度の流れ場を生成することにより、標的が安定に更新、保持される環境条件が整う目処を得た。

（付記）本研究の一部は、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] Kanda, T., et al., "Mach 4 Testing of Scramjet Inlet Models," J. Propulsion and Power, Vol. 7, No. 2, 1991, pp. 275-280.

*Yoshiharu Tanahashi[1], Motoyasu Sato[1], Yasushi Kino[2], Hirohisa Takano[1], Takashi Mutoh[1] and Atsuo Iiyoshi[1]

[1]Chubu Univ., [2]Tohoku Univ.

放電型 DD 核融合中性子源を用いた実験体系中の中性子束分布の評価

Evaluation of neutron flux distribution in an experimental assembly using discharge-type fusion DD neutron source.

*向井　啓祐[1]，八木　重郎,[1] 小西　哲之[1]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所

核融合中性子実験への応用を目指し、これまでに円筒放電型核融合中性子源の研究開発を行ってきた。模擬核融合ブランケット体型における中性子の振る舞いを評価するためには、中性子束の実験的な評価体型の構築が不可欠となる。そこで本研究では、円筒放電型中性子源と Gd コンバータを含有する中性子イメージングプレートを用いて、実験体型中の中性子束分布の定量評価を行った。

キーワード：核融合，中性子，中性子計測，イメージングプレート，トリチウム増殖比

1. 緒言

本研究では円筒放電型中性子源と中性子イメージングプレート（IP）によって、中性子束分布の定量化手法を行い、微量トリチウムの評価手法を模索した。

2. 実験・研究手法

コンバータとして Gd を含有する中性子 IP（BAS-ND2025，GE ヘルスケア）に中性子を照射し、STORM820（GE ヘルスケア）で輝尽蛍光（Photo stimulated luminescence：PSL）の読み取りを行った。較正用の中性子源には ^{252}Cf（中性子発生率：1.6×10^{3} n/s）を用いた。放電型中性子源で DD 核融合中性子を発生し、Li ターゲットの Li_2TiO_3 粉末と中性子 IP に照射を行った（図 1b）。

3. 実験結果と考察

^{252}Cf と中性子 IP を 5 cm 離れたところに設置し、間に設置した鉛ブロックでγ線を遮蔽して感光試験を行った。実験時間を変えた感光実験の結果、10^{4}～10^{7} n/cm^2 の範囲における較正直線（図 1a）が得られ、本較正直線は 10^{10} n/cm^2 まで直線性を持つことが期待される。[1] 次に、放電型中性子源を用いて、Li ターゲット（Li_2TiO_3 粉末）と中性子 IP に照射（中性子発生率：最大 5×10^{6} n/s）を行った。実験後に IP 読み取りを行った結果、中性子の減少に起因する中性子影絵が得られた（図 1c）。中性子損失量は較正直線より評価可能であり、熱中性子領域で中性子損失量と ^{6}Li(n,α)によるトリチウム生成量が等しいと仮定すれば、トリチウム生産量を評価できることが示唆された。

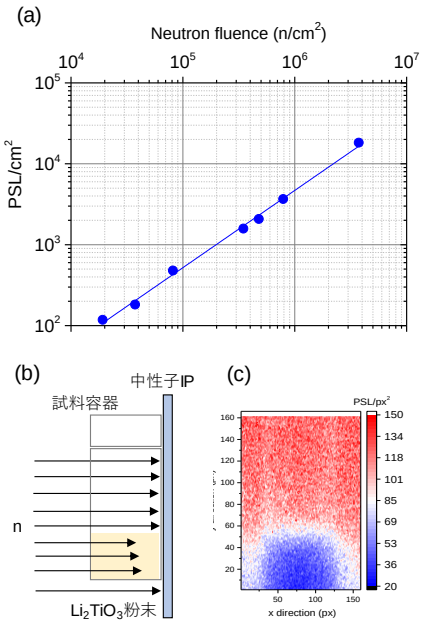


図 1　中性子 IP 較正結果 (a)、IP と Li ターゲットの配置(b)、得られた中性子影絵(c)

4. 参考文献

[1] 小林久夫，1999．中性子画像情報定量化の現状．波紋，9(4)，10-18.

*Keisuke Mukai[1], Juro Yagi[1], Satoshi Konishi[1]
[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto University

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

Thu. Sep 6, 2018 11:05 AM - 11:55 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 2:05 AM - 2:55 AM UTC | Room N D23 -D Building

[2N06-08] Tritium Breeding Materials

Chair:Teruya Tanaka(NIFS)

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

[2N06] CO2 absorption characteristics of non-stoichiometric Li metal compounds

*Tsubasa Takeda[1], Masaaki Yamamoto[1], Akira Taniike[1], Yuichi Furuyama[1] (1. Graduate School of Maritime Sciences, Kobe University)

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

[2N07] Effect of hydrogen fluoride on the corrosion rate of metals in the molten salt, FLiNaK

*Gaku Yamazaki[1], Juro Yagi[1,2], Teruya Tanaka[1,2], Takashi Watanabe[2], Takuya Nagasaka[1,2], Akio Sagara[1,2] (1. SOKENDAI, 2. NIFS)

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

[2N08] Polarization behavior of nitrogen containing lithium in chloride molten salt

*juro yagi[1], keisuke mukai[1], satoshi konishi[1] (1. IEA, Kyoto Univ.)

11:50 AM - 11:55 AM JST | 2:50 AM - 2:55 AM UTC

Time reserved for Chair

非化学量論組成の Li 金属化合物における CO_2 吸収特性

CO_2 absorption characteristics of non-stoichiometric Li metal compounds

*武田 翼，山本 真旭，谷池 晃，古山 雄一
神戸大学大学院海事科学研究科

本研究では、諸条件で作製した Li 金属化合物の各種試料を乾燥 CO_2 ガス雰囲気に曝露し、その CO_2 吸収特性について比較検討を行った。特に試料の組成比に着目し、それらを変化させることによる CO_2 吸収特性の曝露時間における変化を定量的に分析した。NRBS 分析を用い、試料の表面近傍における元素組成と CO_2 吸収量を調べた。NRBS スペクトルから算出した炭素面密度を CO_2 吸収量として評価した。また試料を XRD 分析することによって結晶構造を調べた。

キーワード： ブランケット候補材料、NRBS 分析、Li 金属化合物、CO_2 吸収、非化学量論組成

1. 緒言

固体ブランケット材料としての Li 金属化合物は、有力候補である Li_2TiO_3 も含め、室温で CO_2 を吸収することが報告されている[1]。例えば、Li_2TiO_3 が CO_2 を吸収すると、材料表面に Li_2CO_3 の層が形成される。これをブランケット材料として使用すると、トリチウムの回収効率が低下する恐れがある。本研究では Li 金属化合物の CO_2 吸収特性に関与する要因として、試料の組成比に着目した。試料の組成比を変化させることにより非化学量論組成とし、CO_2 吸収特性について NRBS 分析及び XRD 分析を用いて調べた。

2. 実験

Li を欠損、あるいは添加させた試料をそれぞれ作製し、これらを非化学量論組成の試料とした。また、比較のために化学量論比の試料も作製した。これら試料を室温で、乾燥 CO_2 ガス雰囲気に曝露した。未曝露時に加え、50 時間曝露ごとに NRBS 分析を行い、試料表面近傍の元素組成の変化を調べた。NRBS スペクトルから算出した炭素面密度を CO_2 吸収量とした。また、それぞれの試料に対して適宜 XRD 分析を行い、得られた XRD スペクトルから結晶構造を調べた。

3. 結果と考察

Li を欠損させた Li_2TiO_3 試料、Li を添加した Li_2TiO_3 試料及び化学量論比の Li_2TiO_3 試料に対して乾燥 CO_2 ガス雰囲気曝露と NRBS 分析を行った。炭素スペクトルから算出した炭素面密度の値を図に示す。この図において縦軸は炭素面密度、横軸は曝露時間である。いずれの試料においても、曝露時間の増加に伴って炭素面密度の値は増加した。Li を添加した試料は未曝露時に炭素面密度の値が 0.81×10^{18} [cm^{-2}]であり、50 時間曝露時の炭素面密度の値は 1.41×10^{18} [cm^{-2}]であった。Li を欠損させた試料と化学量論比の試料は未曝露時には共に炭素スペクトルが観察されなかったが、50 時間曝露時における炭素面密度の値はそれぞれ 0.51×10^{18} [cm^{-2}]、0.05×10^{18} [cm^{-2}]であった。50 時間曝露時の炭素面密度の値を比較すると、Li を欠損させた試料は化学量論比の試料の約 10 倍大きい炭素面密度の値を示し、Li を添加した試料は化学量論比の試料の約 28 倍大きい炭素面密度の値を示した。即ち、非化学量論組成の試料は化学量論比の試料よりも多くの CO_2 を吸収することが示唆された。

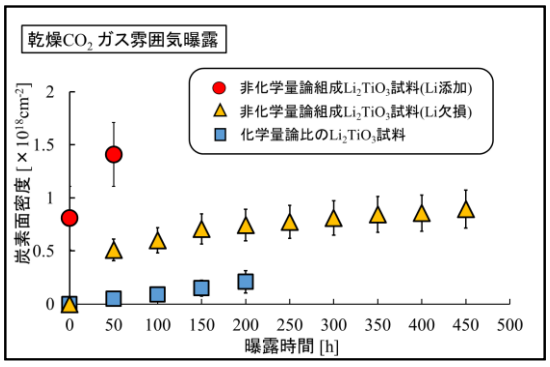


図　炭素面密度の値の時間変化

Li を添加した試料において、未曝露時の結晶構造を調べるため、XRD 分析を行った。XRD スペクトルの 20°、30°、48° 付近の回折ピークは Li_2CO_3 のシミュレーションのピークと一致したことから、この試料は作製直後、乾燥 CO_2 ガス雰囲気曝露前に CO_2 を吸収し、Li_2CO_3 を速やかに形成したと考えられる。

講演においては Li_2ZrO_3 試料の結果も含めて詳細に議論する予定である。

参考文献

[1] Yuichi Furuyama, et.al, Journal of Nuclear Materials 442 (2013) S442-S446

* TSUBASA TAKEDA, MASAAKI YAMAMOTO, AKIRA TANIIKE, YUICHI FURUYAMA
Graduate School of Maritime Sciences Kobe University

フッ化物溶融塩 FLiNaK 中のフッ化水素が金属材料の腐食速度に及ぼす影響

Effect of hydrogen fluoride on the corrosion rate of metals in the molten salt, FLiNaK

*山崎 樂[1]，八木 重郎[1,2]，田中 照也[1,2]，渡邉 崇[2]，長坂 琢也[1,2]，相良 明男[1,2]
[1]総合研究大学院大学，[2]核融合科学研究所

液体増殖ブランケットのフッ化物溶融塩中では，中性子照射下でフッ化トリチウムが生成するため，構造材の腐食が懸念されてきた。電気化学的測定により構造材及びそれらの成分となる純金属の分極曲線を得て腐食速度を求めた。溶融塩 FLiNaK 中のフッ化水素により Ni の腐食が促進されることがわかった。

キーワード：溶融塩，腐食，液体ブランケット，電気化学

1. 緒言

フッ化物溶融塩を用いる液体増殖ブランケット環境では，中性子照射で生じるフッ化トリチウム(TF)による構造材の腐食が懸念されてきた[1]。TF の模擬物質である HF を実際に導入して核融合炉環境を模擬した例は少ない[2,3]ので，TF が腐食へ及ぼす影響が定量的には依然明らかでない。本研究では，フッ化物溶融塩 FLiNaK 中へ HF を連続的に導入して，構造材及びそれらの成分となる純金属の腐食速度を調査した。

2. 実験

本研究では，溶融塩中で生じる腐食を湿食のみと同様と仮定して，実験期間が数時間で十分な電気化学測定を行い，試料の分極曲線を得た。30mL の FLiNaK 中に HF を吹き込みながら，試料の電位走査ができる装置を作製した（図 1)。作用極を試料，参照極を Pt，そして対極を Ni として，それぞれポテンショスタットへ接続した。FLiNaK の温度を 500-600℃，HF の吹き込み速度（模擬生成速度）を 2×10^{-8}-3×10^{-7} mol/s の範囲で変化させた。

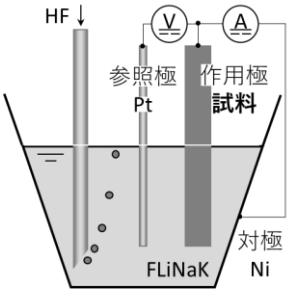


図1 装置概略図

3. 結果・考察

FLiNaK の温度を 500℃として得た，Ni の Tafel 曲線を示す（図 2)。HF 吹き込み速度を 2×10^{-8} から 3×10^{-7} mol/s に増加させると，交換電流密度（腐食速度）は約 10 倍に増加したことから，HF による腐食の促進を確認できた。今後は HF 吹き込み速度と腐食速度の関係を定量的に求めるために，HF 吹き込み速度を系統的に変化させる実験を行う。他の純金属や合金についても Tafel 曲線を測定し，HF の吹き込みが無い FLiNaK 中で得られたデータ[4]と比較することにより，腐食機構を議論する。

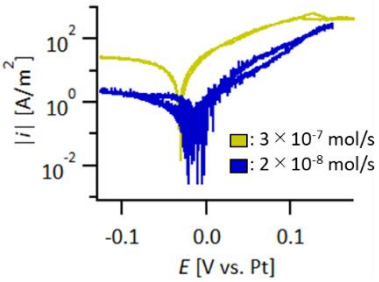


図2 異なるHF吹き込み濃度での FLiNaK中NiのTafel曲線

参考文献

[1] A. Sagara et al., *Helical reactor design FFHR-d1 and c1 for steady-state DEMO*, Fusion Eng. Des. 89 (2014) 2114.

[2] G. Yamazaki et al., *Sacrificial effect of titanium powder on the corrosion by hydrogen fluoride in LiF-NaF-KF*, Fusion Eng. Des. Available Online.

[3] G. Yamazaki et al, *Corrosion mitigation of ferritic steels in HF-containing FLiNaK by titanium sacrificial anodes*, Plasma Fusion Res. 13 (2018) 3405079.

[4] Y. X. Xu et al, *Electrochemical Studies of the Corrosion of Pure Fe, Ni and Cr in Molten (Li, Na, K)F*, High Temp. Mater. Proc. 33 (2014) 269.

---

*Gaku YAMAZAKI[1], Juro YAGI[1,2], Teruya TANAKA[1,2], Takashi WATANABE[2], Takuya NAGASAKA[1,2], and Akio SAGARA[1,2]
[1]SOKENDAI (The Graduate University for Advanced Studies), [2]National Institute for Fusion Science.

塩化物溶融塩中における窒素含有リチウムの分極測定

Polarization behavior of nitrogen containing lithium in chloride molten salt

*八木　重郎[1]，向井　啓祐[1]，小西　哲之[1]
[1]京都大学エネルギー理工学研究所

溶融リチウム中の窒素不純物の新たな定量法の確立及び低減手法の実現を目指し、塩化物溶融塩を利用して窒素含有の溶融リチウム電極の分極測定を実施した。

キーワード：溶融リチウム、不純物窒素、電気化学、塩化物溶融塩

1. 緒言

液体トリチウム増殖材及び核融合中性子源のビームターゲットとして期待される溶融リチウムは、不純物窒素により材料腐食性が増すことが知られており低減が必要[1]となるほか、オンラインでの濃度測定法の確立が期待されている。そこで本研究では溶融リチウムと共存可能な塩化物溶融塩を利用し、電気化学的手法によりこれらの実現に対する基礎的な知見を得た。

2. 実験・研究手法

SUS304 鋼製の電解セル中に塩化物溶融塩（LiCl-KCl 共晶）を溶解し、同じく SUS304 鋼製の円筒管にてリチウムを溶解した。これを作用極として対極には Al, Ti , C 等を用いた。リチウムは窒化リチウムを添加して窒素濃度を制御した。

これらの極を利用した場合、それぞれ体系全体としてまとめると以下の反応が考えられる。

$Al + Li_3N \rightarrow AlN + 3Li$　（⊿G: -171.2 kJ/mol）　Al 電極の場合

$Ti + Li_3N \rightarrow TiN + 3Li$　（⊿G: -198.0 kJ/mol）　Ti 電極の場合

$Li_3N \rightarrow 0.5N_2 + 3Li$　（⊿G: 73.0 kJ/mol）　C 電極の場合

なお、⊿G はギブス自由エネルギー変化、計算温度は 700K である[2]。

上記の反応を 3 電子による反応と仮定すると、それぞれの開回路電圧 E は$E = \Delta G/nF$　(n=3, F はファラデー定数)によりそれぞれ-0.59V, -0.68V および 0.25V と予想される（Li 極を基準）。これは溶融 Li と Li_3N の平衡状態、つまり Li の飽和溶解度（700K において約 2at%）以上での値となり、それ以下の窒素濃度では窒素濃度に応じて電圧の変化が予想される。

発表では開回路電圧による議論に加え、サイクリックボルタンメトリーにおいての差異などについても紹介する。

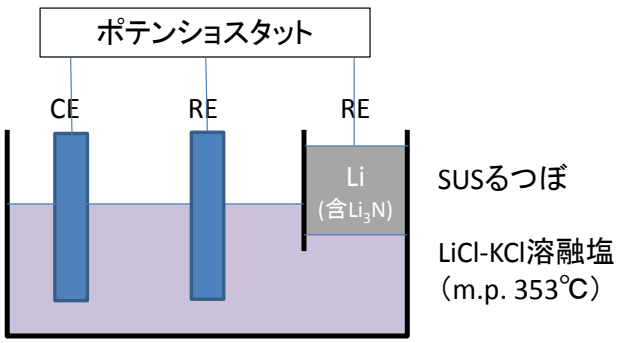


図 1　実験体系の概略
CE として Al, Ti, C　を利用

参考文献

[1] H. Nakamura et al., J. Nucl. Mater. 329-333 (2004) 202

[2] 熱力学データベース MALT, 科学技術社

*Juro Yagi[1], Keisuke Mukai[1], and Satoshi Konishi[1]

[1]Institute of Advanced Energy, Kyoto University

General Meeting

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room N D23 - D Building

[2N_GM] 「核融合工学部会」第51回全体会議

[2N_GM] General Meeting

General Meeting

[2N_GM]「核融合工学部会」第51回全体会議

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room N (D23 -D Building)

[2N_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Fusion Engneering Division

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room N D23 -D Building

[2N_PL] Education and human resources development in the field of fusion engineering and science

Chair:Satoshi Fukada(Kyushu Univ.)

[2N_PL01] Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in universities

*Noriyasu Ono[1] (1. Nagoya Univ.)

[2N_PL02] Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in companies

*Akira Ozaki[1] (1. Toshiba Energy Systems & Solutions)

[2N_PL03] Present status of education and human resources in nuclear engineering

*Nozomu Fujimoto[1] (1. Kyushu Univ.)

2018年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合理工学分野の教育と人材育成

Education and human resources development in the field of fusion engineering and science

（1） 大学での核融合理工学教育と人材育成への期待

（2） 企業からの核融合理工学教育と人材育成への期待

（3） 原子力工学分野での教育と人材育成

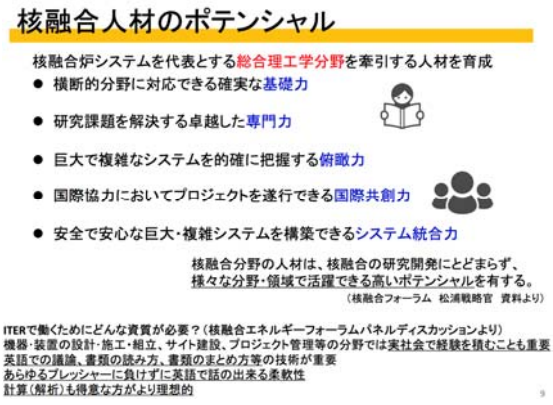
(1) Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in universities
(2) Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in companies
(3) Present status of education and human resources in nuclear engineering

*大野哲靖[1]，*尾崎 章[2]，*藤本 望[3]，深田 智[3]
[1]名古屋大学，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]九州大学

1. 部会セッション企画の背景と発表者紹介

平成 29 年 12 月核融合科学技術委員会が、「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」をとりまとめ、付随して「原型炉開発に向けたアクションプラン」と「項目別解説」を策定し、ITER 運転開始の開発優先度やマイルストーン等総合的開発行程、戦略的ロードマップを取りまとめた。この開発・研究の実証には、最低でも 10 年以上にわたる長期の核融合研究の継続が必要である。産業界、研究機関、大学に各役割が果たされており、オールジャパン体制で支えるためには、長期視野の洞察が必須である。核融合研究分野は、総合工学の一分野をなし、自己点火核燃焼プラズマの閉じ込め物理制御から、超伝導工学、プラズマ計測、ダイバータ先進材料、第一壁の熱・放射線照射過酷条件での高融点材料の健全性、燃料トリチウムの増殖と精製、安全管理を遵守した閉じ込め管理等多岐にわたる分野を総合した俯瞰力や専門力が必要である。その一方で人材を輩出する大学側において、いわゆる核融合学科・大学院はなく、理学部では物理、化学、生物等の専門領域、工学部では電気、機械、原子力（核）、材料工学等の多様な専門分野・視野での研究に支えられている。

上に述べた開発研究戦略で考えると、少なくとも 21 世紀中葉までの原型炉から遠く商業炉に至る研究開発が暗黙の了解のもとにある。この長期の核融合研究を支えるためには、人材育成が必要欠くべからざる状況で、産官学の協力体制が必須であり、要求される人材を育成するシステムを構築する必要がある。一方、原子力工学分野では 1960 年代から長期の人材育成が行われて来ており、今回原子力学会の部会セッションの場で、核融合理工学分野の教育と人材育成のための効果的手段について議論を深め、原子力・核分裂工学分野でさまざまな取り組みがなされている状況を踏まえながら、長期の人材育成に必要な事を先ず考えて行きたい。今回の部会セッションには、核融合科学技術委員会において、主査代理を勤め、人材育成方策について議論を主導されている名古屋大学大学院工学研究科大野哲靖教授、核融合原型炉、ITER、JT60SA の設計経験を通し人材育成の視点について造詣が深い東芝エネルギーシステムズの尾崎章氏に、核融合分野からの今後の人材育成について必要な事を示唆いただく。そして九州大学大学院工学研究院エネルギー量子工学専攻で原子力分野の大学院教育を続けるとともに、平成２９年度原子力人材育成事業において「多角的思考力の養成と規制を加味した九州大学原子力カリキュラムの充実」を代表している藤本望教授に教育内容について説明をいただき、同じ高エネルギー粒子の核分裂と核融合の共通点を認識して、学会の場で議論を計画するものである。



第 13 回核融合科学技術委員会資料 [1]より

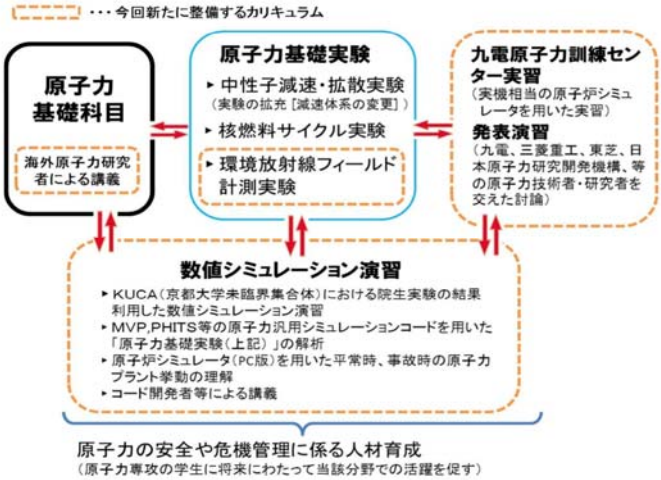
2. セッションでの議論の内容

会議資料(1)より引用

原子力工学分野の中でも、特に本部会企画セッションに関わる核融合工学分野は、総合工学の特徴が顕著であり、物理、化学、材料等の基礎科学の基盤の上に機械、電気、原子核工学等多くの工学技術分野を横断し専門知識を集約し、最新の研究成果を反映させる力とともに、システム全体が俯瞰できる総合力を必要としている。核融合工学の目標の一つに新しい自立エネルギー発生装置が技術的に可能である事を立証することにあるが、極高温プラズマ状態、中性子やガンマ線の高い照射状態で高エネルギー粒子閉じ込めを維持し、放射性トリチウムの高い安全処理管理技術を、期待される期限までに確立する必要がある。ITER 運転開始の 2025 年から本格的 DT 実験が実施される 2035 年、さらに今後検討が深まる DEMO 炉から商業炉に繋がる核融合炉の研究開発過程は、遠く見えながらも着実な発展と進歩を必要としている。

以上の核融合工学分野の状況把握の上に立ち、各研究開発分野でこれまで達成された最新技術の蓄積、継承のみならず、AI を始めとした革新的技術等の新規成果の導入、国際共同研究を実行する競争力やシステムを統合する知識や経験が技術者や研究者には必須である。そのためにも ITER を始めとした国際研究交流が必要であり、総合的な核融合工学教育の実施と技術者育成システム構築は必須の項目となっている。しかしながら現在核融合工学を表看板に示す大学はなく、既往の基礎科学や工学を学んだ技術者・研究者が各専門知識に基づいて、核融合工学の新たな基盤を作り、技術研究成果を積み上げている状況であり、今後はこの方式が成功するかどうか、あるいは最善の方策かどうかの保障はない。特に総合力・俯瞰力を専門的に養う核融合工学の共通基盤の育成は各個人の自己努力に期待されている状況と思われる。

本企画セッションでは、核融合工学分野に関連する大学、研究所における現在の技術者や研究者への教育と人材育成のためのシステム現状紹介を始めとし、核融合工学に関する教科書や副読本の紹介、研究者間の情報交換のためすでに取られている方策、さらに現在抱えている課題、要請の現状を報告していただき、将来核融合工学分野に必要な人材育成や技術者教育のあり方を議論し知識共有するとともに、課題克服のための方針について議論し、核融合工学分野の発展に寄与したいと考えている。セッションでは、大学・研究所・企業からそれぞれ核融合工学分野の人材育成や教育活動に関わる報告をおこなっていただくとともに、すでに総合工学として原子力分野で人材育成をおこなって来た大学の例を参考にし、共通の認識を通じて、長期の教育と人材育成システム構築を目指すための手始めとして、本企画セッションを実施する。



原子力人材育成事業で実施している演習・教育・実験

引用資料：(1) http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/shiryo/1405518.htm

Noriyasu Ono[1], Akira Ozaki[2], Nozomu Fujimoto[3] and Satoshi Fukada[3]
[1]Nagoya Univ., [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., [3]Kyushu Univ.,

2018年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合理工学分野の教育と人材育成

Education and human resources development in the field of fusion engineering and science

（1） 大学での核融合理工学教育と人材育成への期待

（2） 企業からの核融合理工学教育と人材育成への期待

（3） 原子力工学分野での教育と人材育成

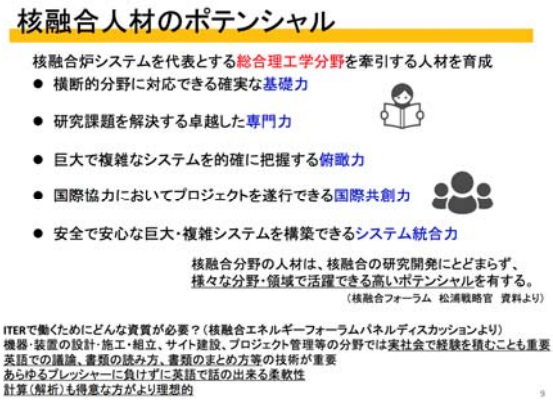
(1) Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in universities
(2) Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in companies
(3) Present status of education and human resources in nuclear engineering

*大野哲靖[1]，*尾崎 章[2]，*藤本 望[3]，深田 智[3]
[1]名古屋大学，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]九州大学

1. 部会セッション企画の背景と発表者紹介

平成 29 年 12 月核融合科学技術委員会が、「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」をとりまとめ、付随して「原型炉開発に向けたアクションプラン」と「項目別解説」を策定し、ITER 運転開始の開発優先度やマイルストーン等総合的開発行程、戦略的ロードマップを取りまとめた。この開発・研究の実証には、最低でも 10 年以上にわたる長期の核融合研究の継続が必要である。産業界、研究機関、大学に各役割が果たされており、オールジャパン体制で支えるためには、長期視野の洞察が必須である。核融合研究分野は、総合工学の一分野をなし、自己点火核燃焼プラズマの閉じ込め物理制御から、超伝導工学、プラズマ計測、ダイバータ先進材料、第一壁の熱・放射線照射過酷条件での高融点材料の健全性、燃料トリチウムの増殖と精製、安全管理を遵守した閉じ込め管理等多岐にわたる分野を総合した俯瞰力や専門力が必要である。その一方で人材を輩出する大学側において、いわゆる核融合学科・大学院はなく、理学部では物理、化学、生物等の専門領域、工学部では電気、機械、原子力（核）、材料工学等の多様な専門分野・視野での研究に支えられている。

上に述べた開発研究戦略で考えると、少なくとも 21 世紀中葉までの原型炉から遠く商業炉に至る研究開発が暗黙の了解のもとにある。この長期の核融合研究を支えるためには、人材育成が必要欠くべからざる状況で、産官学の協力体制が必須であり、要求される人材を育成するシステムを構築する必要がある。一方、原子力工学分野では 1960 年代から長期の人材育成が行われて来ており、今回原子力学会の部会セッションの場で、核融合理工学分野の教育と人材育成のための効果的手段について議論を深め、原子力・核分裂工学分野でさまざまな取り組みがなされている状況を踏まえながら、長期の人材育成に必要な事を先ず考えて行きたい。今回の部会セッションには、核融合科学技術委員会において、主査代理を勤め、人材育成方策について議論を主導されている名古屋大学大学院工学研究科大野哲靖教授、核融合原型炉、ITER、JT60SA の設計経験を通し人材育成の視点について造詣が深い東芝エネルギーシステムズの尾崎章氏に、核融合分野からの今後の人材育成について必要な事を示唆いただく。そして九州大学大学院工学研究院エネルギー量子工学専攻で原子力分野の大学院教育を続けるとともに、平成２９年度原子力人材育成事業において「多角的思考力の養成と規制を加味した九州大学原子力カリキュラムの充実」を代表している藤本望教授に教育内容について説明をいただき、同じ高エネルギー粒子の核分裂と核融合の共通点を認識して、学会の場で議論を計画するものである。



第 13 回核融合科学技術委員会資料 [1]より

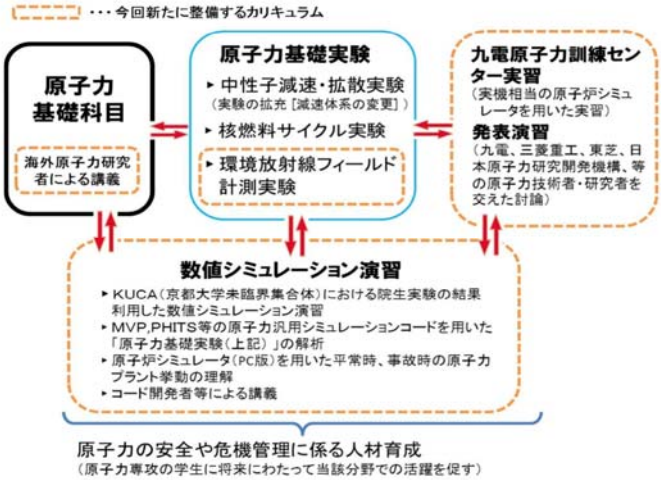
2. セッションでの議論の内容

会議資料(1)より引用

原子力工学分野の中でも、特に本部会企画セッションに関わる核融合工学分野は、総合工学の特徴が顕著であり、物理、化学、材料等の基礎科学の基盤の上に機械、電気、原子核工学等多くの工学技術分野を横断し専門知識を集約し、最新の研究成果を反映させる力とともに、システム全体が俯瞰できる総合力を必要としている。核融合工学の目標の一つに新しい自立エネルギー発生装置が技術的に可能である事を立証することにあるが、極高温プラズマ状態、中性子やガンマ線の高い照射状態で高エネルギー粒子閉じ込めを維持し、放射性トリチウムの高い安全処理管理技術を、期待される期限までに確立する必要がある。ITER 運転開始の 2025 年から本格的 DT 実験が実施される 2035 年、さらに今後検討が深まる DEMO 炉から商業炉に繋がる核融合炉の研究開発過程は、遠く見えながらも着実な発展と進歩を必要としている。

以上の核融合工学分野の状況把握の上に立ち、各研究開発分野でこれまで達成された最新技術の蓄積、継承のみならず、AI を始めとした革新的技術等の新規成果の導入、国際共同研究を実行する競争力やシステムを統合する知識や経験が技術者や研究者には必須である。そのためにも ITER を始めとした国際研究交流が必要であり、総合的な核融合工学教育の実施と技術者育成システム構築は必須の項目となっている。しかしながら現在核融合工学を表看板に示す大学はなく、既往の基礎科学や工学を学んだ技術者・研究者が各専門知識に基づいて、核融合工学の新たな基盤を作り、技術研究成果を積み上げている状況であり、今後はこの方式が成功するかどうか、あるいは最善の方策かどうかの保障はない。特に総合力・俯瞰力を専門的に養う核融合工学の共通基盤の育成は各個人の自己努力に期待されている状況と思われる。

本企画セッションでは、核融合工学分野に関連する大学、研究所における現在の技術者や研究者への教育と人材育成のためのシステム現状紹介を始めとし、核融合工学に関する教科書や副読本の紹介、研究者間の情報交換のためすでに取られている方策、さらに現在抱えている課題、要請の現状を報告していただき、将来核融合工学分野に必要な人材育成や技術者教育のあり方を議論し知識共有するとともに、課題克服のための方針について議論し、核融合工学分野の発展に寄与したいと考えている。セッションでは、大学・研究所・企業からそれぞれ核融合工学分野の人材育成や教育活動に関わる報告をおこなっていただくとともに、すでに総合工学として原子力分野で人材育成をおこなって来た大学の例を参考にし、共通の認識を通じて、長期の教育と人材育成システム構築を目指すための手始めとして、本企画セッションを実施する。



原子力人材育成事業で実施している演習・教育・実験

引用資料：(1) http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/shiryo/1405518.htm

Noriyasu Ono[1], Akira Ozaki[2], Nozomu Fujimoto[3] and Satoshi Fukada[3]

[1]Nagoya Univ., [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., [3]Kyushu Univ.,

2018年秋の大会

核融合工学部会セッション

核融合理工学分野の教育と人材育成

Education and human resources development in the field of fusion engineering and science

（1） 大学での核融合理工学教育と人材育成への期待

（2） 企業からの核融合理工学教育と人材育成への期待

（3） 原子力工学分野での教育と人材育成

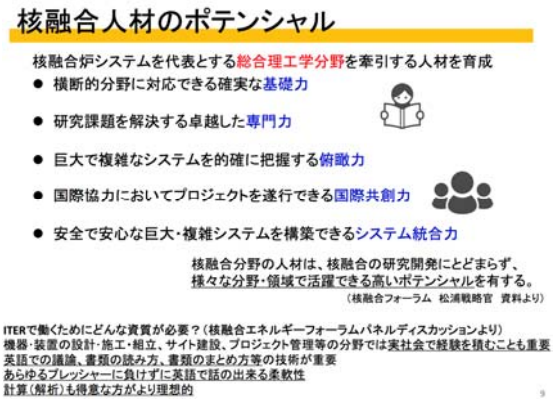
(1) Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in universities
(2) Expectation of education and human resources in fusion engineering and science in companies
(3) Present status of education and human resources in nuclear engineering

*大野哲靖[1]，*尾崎 章[2]，*藤本 望[3]，深田 智[3]
[1]名古屋大学，[2]東芝エネルギーシステムズ，[3]九州大学

1. 部会セッション企画の背景と発表者紹介

平成 29 年 12 月核融合科学技術委員会が、「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」をとりまとめ、付随して「原型炉開発に向けたアクションプラン」と「項目別解説」を策定し、ITER 運転開始の開発優先度やマイルストーン等総合的開発行程、戦略的ロードマップを取りまとめた。この開発・研究の実証には、最低でも 10 年以上にわたる長期の核融合研究の継続が必要である。産業界、研究機関、大学に各役割が果たされており、オールジャパン体制で支えるためには、長期視野の洞察が必須である。核融合研究分野は、総合工学の一分野をなし、自己点火核燃焼プラズマの閉じ込め物理制御から、超伝導工学、プラズマ計測、ダイバータ先進材料、第一壁の熱・放射線照射過酷条件での高融点材料の健全性、燃料トリチウムの増殖と精製、安全管理を遵守した閉じ込め管理等多岐にわたる分野を総合した俯瞰力や専門力が必要である。その一方で人材を輩出する大学側において、いわゆる核融合学科・大学院はなく、理学部では物理、化学、生物等の専門領域、工学部では電気、機械、原子力（核）、材料工学等の多様な専門分野・視野での研究に支えられている。

上に述べた開発研究戦略で考えると、少なくとも 21 世紀中葉までの原型炉から遠く商業炉に至る研究開発が暗黙の了解のもとにある。この長期の核融合研究を支えるためには、人材育成が必要欠くべからざる状況で、産官学の協力体制が必須であり、要求される人材を育成するシステムを構築する必要がある。一方、原子力工学分野では 1960 年代から長期の人材育成が行われて来ており、今回原子力学会の部会セッションの場で、核融合理工学分野の教育と人材育成のための効果的手段について議論を深め、原子力・核分裂工学分野でさまざまな取り組みがなされている状況を踏まえながら、長期の人材育成に必要な事を先ず考えて行きたい。今回の部会セッションには、核融合科学技術委員会において、主査代理を勤め、人材育成方策について議論を主導されている名古屋大学大学院工学研究科大野哲靖教授、核融合原型炉、ITER、JT60SA の設計経験を通し人材育成の視点について造詣が深い東芝エネルギーシステムズの尾崎章氏に、核融合分野からの今後の人材育成について必要な事を示唆いただく。そして九州大学大学院工学研究院エネルギー量子工学専攻で原子力分野の大学院教育を続けるとともに、平成２９年度原子力人材育成事業において「多角的思考力の養成と規制を加味した九州大学原子力カリキュラムの充実」を代表している藤本望教授に教育内容について説明をいただき、同じ高エネルギー粒子の核分裂と核融合の共通点を認識して、学会の場で議論を計画するものである。



第 13 回核融合科学技術委員会資料 [1]より

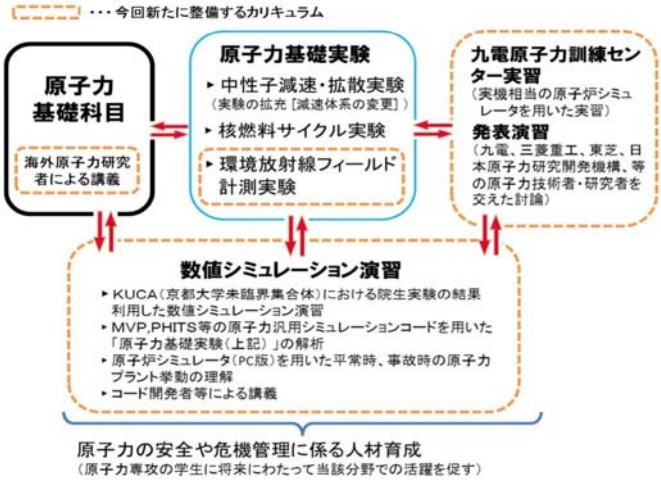
2. セッションでの議論の内容

会議資料(1)より引用

原子力工学分野の中でも、特に本部会企画セッションに関わる核融合工学分野は、総合工学の特徴が顕著であり、物理、化学、材料等の基礎科学の基盤の上に機械、電気、原子核工学等多くの工学技術分野を横断し専門知識を集約し、最新の研究成果を反映させる力とともに、システム全体が俯瞰できる総合力を必要としている。核融合工学の目標の一つに新しい自立エネルギー発生装置が技術的に可能である事を立証することにあるが、極高温プラズマ状態、中性子やガンマ線の高い照射状態で高エネルギー粒子閉じ込めを維持し、放射性トリチウムの高い安全処理管理技術を、期待される期限までに確立する必要がある。ITER 運転開始の 2025 年から本格的 DT 実験が実施される 2035 年、さらに今後検討が深まる DEMO 炉から商業炉に繋がる核融合炉の研究開発過程は、遠く見えながらも着実な発展と進歩を必要としている。

以上の核融合工学分野の状況把握の上に立ち、各研究開発分野でこれまで達成された最新技術の蓄積、継承のみならず、AI を始めとした革新的技術等の新規成果の導入、国際共同研究を実行する競争力やシステムを統合する知識や経験が技術者や研究者には必須である。そのためにも ITER を始めとした国際研究交流が必要であり、総合的な核融合工学教育の実施と技術者育成システム構築は必須の項目となっている。しかしながら現在核融合工学を表看板に示す大学はなく、既往の基礎科学や工学を学んだ技術者・研究者が各専門知識に基づいて、核融合工学の新たな基盤を作り、技術研究成果を積み上げている状況であり、今後はこの方式が成功するかどうか、あるいは最善の方策かどうかの保障はない。特に総合力・俯瞰力を専門的に養う核融合工学の共通基盤の育成は各個人の自己努力に期待されている状況と思われる。

本企画セッションでは、核融合工学分野に関連する大学、研究所における現在の技術者や研究者への教育と人材育成のためのシステム現状紹介を始めとし、核融合工学に関する教科書や副読本の紹介、研究者間の情報交換のためすでに取られている方策、さらに現在抱えている課題、要請の現状を報告していただき、将来核融合工学分野に必要な人材育成や技術者教育のあり方を議論し知識共有するとともに、課題克服のための方針について議論し、核融合工学分野の発展に寄与したいと考えている。セッションでは、大学・研究所・企業からそれぞれ核融合工学分野の人材育成や教育活動に関わる報告をおこなっていただくとともに、すでに総合工学として原子力分野で人材育成をおこなって来た大学の例を参考にし、共通の認識を通じて、長期の教育と人材育成システム構築を目指すための手始めとして、本企画セッションを実施する。



原子力人材育成事業で実施している演習・教育・実験

引用資料：(1) http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/074/shiryo/1405518.htm

Noriyasu Ono[1], Akira Ozaki[2], Nozomu Fujimoto[3] and Satoshi Fukada[3]

[1]Nagoya Univ., [2]Toshiba Energy Systems & Solutions Corp., [3]Kyushu Univ.,

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

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 3:50 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 6:50 AM UTC | Room N D23 -D Building

[2N09-12] Neutron Multiplication and Shielding Materials

Chair:Keisuke Mukai(Kyoto Univ.)

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

[2N09] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity
(28) Production and characterization of binary-sized Be12V pebbles

*Petr Kurinskiy[1], Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1] (1. QST, Rokkasho Fusion Institute, Department of Blanket Systems Research, Breeding Functional Materials Development Group)

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

[2N10] Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity
(29) Thermal stability of Be-Zr-V ternary beryllides at high temperatures

*Jae-Hwan Kim Kim[1], Petr Kurinskiy[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi [1] (1. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

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

[2N11] Hydrogen desorption from metal-metal hydride composite neutron shielding material

*Muta Hiroaki[1], Masashi Sugatsuke[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Masanori Suzuki[1], Teruya Tanaka[2] (1. Osaka University, 2. NIFS)

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

[2N12] Thermophysical properties of hydride based neutron shielding material

*Masashi Sugatsuke[1], Teruya Tanaka[2], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Hiroaki Muta[1] (1. Osaka University, 2. National Institute for Fusion Science)

3:45 PM - 3:50 PM JST | 6:45 AM - 6:50 AM UTC

Time reserved for Chair

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity (28) Production and characterization of binary-sized $Be_{12}V$ pebbles

*Petr Kurinskiy[1], Jae-Hwan Kim[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1]
[1] Fusion Energy Research & Development Directorate, Rokkasho Fusion Institute, QST

Among other beryllides, vanadium beryllide $Be_{12}V$ is considered to be one of the most perspective materials for the use as a neutron multiplier of the breeding blanket. $Be_{12}V$ pebbles having the diameters of 0.425-0.60 and 2.36-2.80 mm were fabricated using rotating electrode method (REM) and their fusion-relevant properties were studied using different techniques.

Keywords: binary pebble packing, vanadium beryllide, granulation, yield

1. Introduction

Single-phase $Be_{12}V$ pebbles were successfully fabricated using REM using the plasma-sintered beryllide electrodes in high-purity helium atmosphere. Besides of investigation of microstructure, shape characteristics of produced pebbles and the granulation yield values, several tests on study of pebble bed packing density have been performed.

2. Summary

2-1. Experimental

$Be_{12}V$ pebbles were fabricated by centrifugal melting of Be-7.7at.% V rod (electrode) in helium-filled chamber of REM apparatus using the plasma-sintered beryllide electrodes. Variable electrode rotation speeds allowed the fabrication of vanadium beryllide pebbles in the size range of 0.4-3 mm. Different analytical tools and techniques were used by the investigation of microstructural and yield properties of produced samples.

2-2. Pebble Bed Packing Density Experiments

The packing densities of produced single-sized $Be_{12}V$ pebbles (2.36-2.80 mm) and binary-sized pebbles (with the addition of 0.425-0.60 mm pebble fraction) in constraint and non-constraint states were investigated by filling of the cylindrical cavities having diameters of 30mm. Figures 1 and 2 represent pebble bed packing experiments using single- and binary-sized $Be_{12}V$ pebbles produced at QST. Detailed description of obtained results will be presented and discussed.

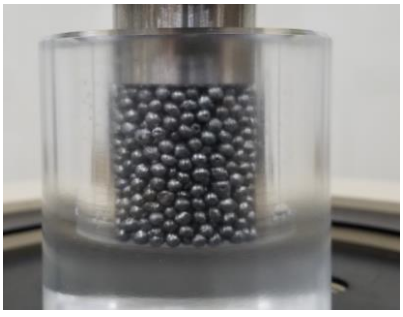


Fig. 1 Single-sized $Be_{12}V$ pebbles in a cylindrical container

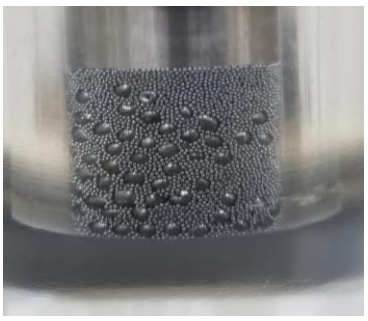


Fig. 2 Pebble bed packing density experiment using binary-sized pebbles

ITER-BA 活動における先進中性子増倍材料の研究開発の現状
(29) Be-Zr-V の 3 元系ベリライドの高温安定性

Status of R&D of advanced neutron multiplier in ITER-BA activity

(29) Thermal stability of Be-Zr-V ternary beryllides at high temperatures

*金　宰煥[1]，クリンスキー　ピーター[1]，赤津　孔明[1]，中道　勝[1]

*量子科学技術研究開発機構

現在、高温での安定性に優れたベリリウム金属間化合物（ベリライド）の製造技術の開発研究及びその特性評価を進めている。本研究では、更なる高温安定性を有するベリライド開発を目指した Be-Zr-Vの 3 元系ベリライド微小球の製造及びその高温安定性について報告する。

キーワード：DEMO，先進的中性子増倍材，Be-Zr-V 系ベリライド，高温安定性

1. 緒言

原型炉（DEMO）開発に向けた先進中性子増倍材料として、高温での安定性に優れたベリライドの製造技術の開発研究及びその特性評価を ITER-BA 活動を中心に進めている。本研究では、更なる高温安定性を有するベリライド開発を目指すため、3 元系ベリライドの試作試験及び特性評価を実施した結果について報告する。

2. 実験法

ベリライド中での最も核特性が優れている Zr 系ベリライド（$Be_{13}Zr$）と包晶反応を有しない $Be_{12}V$ の二つの組成を 1：0.1、1：0.4、1：0.6、1：0.8、1：1 の割合で混合した Be と Zr と V の粉末を用いて、800℃で 2.5 分のプラズマ焼結により、造粒原料になる 3 元系の電極棒を製造した。そして、その電極棒を用いて、回転電極造粒法で、電流 80A，回転数 6000rpm の条件で造粒を行った。試作したベリライド微小球について EPMA・SEM 装置、XRD 装置等を用いて、定量・定性分析などを行った。更に、高温安定性評価として、水蒸気雰囲気での昇温試験による熱重量変化と水素生成挙動について調べた。

3. 結果及びまとめ

試作に成功した 3 元系ベリライド微小球の断面写真を図 1 に示した。断面写真では、微小球は Be 相を含まない二相（$Be_{13}Zr$ 相と $Be_{12}V$ 相）で構成されていることが分かる。一方、XRD 分析では $Be_{17}Zr_2$ 相も特定され、三相（$Be_{13}Zr$ 相と $Be_{17}Zr_2$ 相と $Be_{12}V$ 相）で構成されることを明らかにした。また、高温反応性評価の一環として、1：1 の割合で試作した 3 元系微小球を用い、15%水蒸気雰囲気での昇温試験を行った。$Be_{13}Zr$ 相が $Be_{12}V$ 相上に分散型として形成されていたため、$Be_{13}Zr$ において比較的低温（約 700℃）で起きる酸化現象が進展せず、非常に優れた安定性を有する材料開発に成功した。本発表では、その試作の結果と高温安定性について報告する。

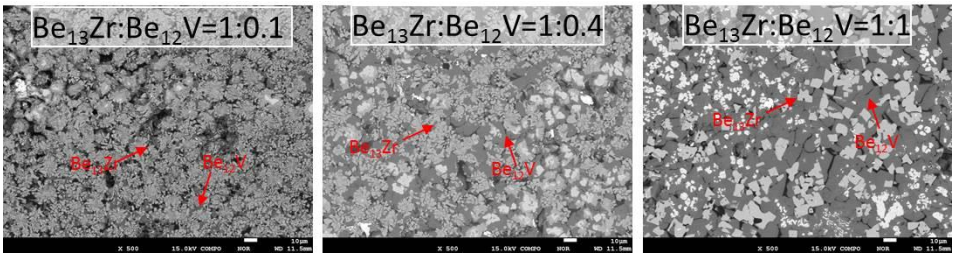


図 1。3 元系ベリライド微小球の断面 SEM 写真

*Jae-Hwan Kim[1], Petr Kurinskiy[1], Yoshiaki Akatsu[1], Masaru Nakamichi[1]

*National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

水素化物-金属中性子遮蔽材の水素放出特性

Hydrogen desorption from metal hydride-metal composite neutron shielding material

*牟田 浩明[1]，菅付 真史[1]，大石 佑治[1]，黒崎 健[1]，鈴木 賢紀[1]，田中 照也[2]
[1]大阪大学，[2]核融合科学研究所

高い水素密度をもち中性子遮蔽材として検討されている Ti もしくは Zr の水素化物について、W などの金属を複合させることで、熱的・機械的物性の向上のほか、水素放出特性等の改善が期待できる。ここでは W-Ti 水素化物および W-Zr 水素化物の水素放出特性を評価した。

キーワード：水素化物、中性子遮蔽材、水素放出特性

1. 緒言

核融合炉や加速器において、遮蔽能が高く、かつ安定な中性子・ガンマ線遮蔽材が望まれている。水素化物は水より高い水素密度をもち、比較的軽量な中性子遮蔽材の候補として期待されているが、水素化物は一般に脆く、また高温で水素を放出してしまうなどの欠点を有している。本研究では水素を吸収しない高熱伝導・高靭性金属と合金化することにより、水素保持能や各物性の改善が図れると考え、試料の試作と検討を進めている[1]。本発表では W-Ti 合金および W-Zr 合金水素化物の水素放出特性を評価したので報告する。

2. 実験方法

W-Ti および Zr-W インゴットをアーク溶解装置にて作製した。作製したインゴットを高真空ジーベルツ装置にて活性化処理後、700℃から 900℃の異なる温度で水素化した。導入水素量は水素化物相が立方晶である δ 相単相となるように調節した。得られた試料について XRD 測定および SEM/EDS 観察により相状態を評価し、昇温脱離法による水素放出温度の測定を行った。

3. 結果

W-Ti 合金を高温で水素化した試料は金属 W および Ti 水素化物からなる 2 相試料であった。この試作した W-$TiH_{1.6}$ の水素脱離特性をＡｒ雰囲気中で測定した結果を図 1 に示す。これまで水素化物遮蔽ブロックの原料として考えてきた TiH_2 粉末と比較して、水素放出が始まる温度はほぼ同じであるものの、放出のピーク温度は 60-70℃高い結果が得られた。W-$TiH_{1.6}$ の水素脱離挙動評価および、脱離温度に違いが生じる要因についての研究を進めている。Zr 合金水素化試料、また水素化温度に依存する組織の影響については当日報告する。

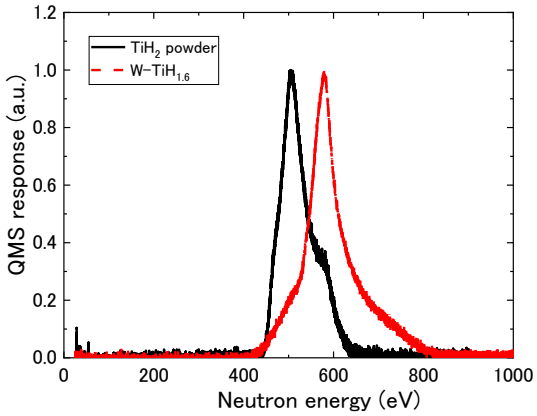


図 1　TiH_2 粉末および W-$TiH_{1.6}$ の水素放出特性

参考文献

[1] 牟田 浩明，田中 照也，鈴木 賢紀 他，日本原子力学会 2017 年秋の大会 1N05

謝辞

本研究は JSPS 科研費 JP17H03510 の助成を受けたものです。

*Hiroaki Muta[1], Masashi Sugatsuke[1], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Masanori Suzuki[1], Teruya Tanaka[2]
[1]Osaka University, [2]NIFS

水素化物をベースとした中性子遮蔽材の基礎物性

Thermophysical properties of hydride based neutron shielding material

*菅付 真史[1]，田中 照也[2]，大石 佑治[1]，黒崎 健[1]，牟田 浩明[1]

[1]大阪大学，[2]核融合研

核融合炉用中性子遮蔽材の候補である金属水素化物の特性向上のために、金属 W と金属水素化物の複合体を作製し、その機械的・熱的特性を測定した。結果を純粋な金属水素化物と比較した。

キーワード：金属水素化物，中性子遮蔽材，物性評価

1. 緒言

核融合炉用の中性子遮蔽材の開発において、Zr/Ti 水素化物は優れた中性子遮蔽能をもつ材料として注目されている[1]。一方でその欠点として脆く、高温で水素放出が起きることが挙げられる。この欠点を補い特性を向上させるために、本研究では金属 W との複合化を試みた。W は放射化、水素化しにくい金属であるため靭性を向上させると推測される。また熱伝導率に優れ、Zr や Ti との共晶、共析反応による微細組織を形成して水素化物を覆うことで水素放出を抑えられると考えられる。昨年度の発表では、微細組織が一部に見られる金属-水素化物複合体試料の作製に成功したことを報告した[2]。

2. 実験

アーク溶解で作製した x%W-Zr および y%W-Ti 試料をジーベルツ装置にて水素化し、W-Zr 水素化物および W-Ti 水素化物試料を得た。これらの試料について SEM/EDS 測定および XRD 測定にて同定と微細組織の観察を行った。その結果望ましい微細組織が得られた 12.5%W-Zr 水素化物および 12.5%W-Ti 水素化物試料に対して、音速測定、ビッカース硬度試験、レーザーフラッシュ測定にて機械的特性および熱的特性の測定を行った。得られた物性値を、W を混合させていない Zr/Ti 水素化物のものと比較した。

3. 結果・考察

試料の W 混合割合調整と SEM/EDS 測定を繰り返すことで、12.5%W-Zr 水素化物および 12.5%W-Ti 水素化物試料で図 1 に示すような水素化物を一様に覆う微細組織が得られることを突き止めた。ここで図 1(a)は母相が ZrH_x 相、析出相が ZrW_2 相であり、(b)は母相が TiH_x 相、析出相が W 相である。これらの試料に対して行った機械的特性の測定では、ビッカース硬度試験においてクラックが W 析出相で止まる様子が観察され、破壊靭性値の向上が期待できる結果が得られた。また、熱伝導率の比較でも W を複合化させたことによる熱伝導率の向上がみられた。

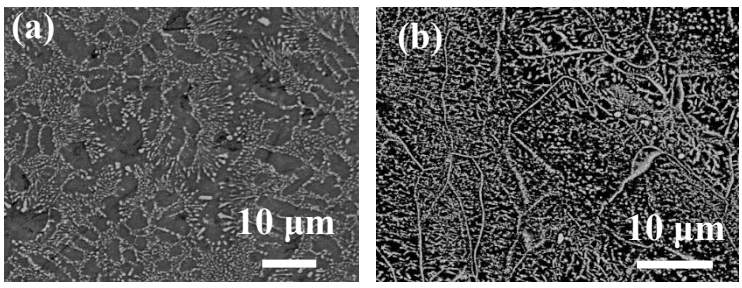


図 1 (a)12.5%W-$ZrH_{1.6}$, (b)12.5%W-$TiH_{1.6}$ の微細組織

参考文献

[1] V. P. Singh, N. M. Badiger, *Journal of Fusion Energy*, **33**, Issue 4, 386-392 (2014).

[2] 牟田 浩明, 田中 照也, 鈴木 賢紀 他, 日本原子力学会 2017 年秋の大会 1N05

---

* Masashi Sugatsuke[1], Teruya Tanaka[2], Yuji Ohishi[1], Ken Kurosaki[1], Hiroaki Muta[1]

[1]Osaka University, [2]National Institute for Fusion Science

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

Thu. Sep 6, 2018 3:50 PM - 4:40 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 6:50 AM - 7:40 AM UTC | Room N D23 -D Building

[2N13-15] Behavior of Hydrogen Isotope in Fusion Materials

Chair:Yasuhisa Oya(Shizuoka Univ.)

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

[2N13] Heavy ion irradiation effects on microstructure and hydrogen isotope permeation behavior in yttrium oxide coating prepared by magnetron sputtering

*Kazuki Nakamura[1], Hikari Fujita[2], Jan Engels[3], Kiyohiro Yabuuchi[4], Sosuke Kondo[4], Sho Kano[2], Takayuki Terai[2], Takumi Chikada[1] (1. Shizuoka University, 2. The University of Tokyo, 3. Forschungszentrum Jülich, 4. Kyoto University)

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

[2N14] Deuterium permeation behavior through reduced activation ferritic steel F82H under DEMO reactor blanket condition

*Keisuke Kimura[1], Jumpei Mochizuki[1], Seira Horikoshi[1], Moeki Matsunaga[1], Hikari Fujita[2], Kouhei Okitsu[2], Yoshiteru Sakamoto[3], Youji Someya[3], Hirofumi Nakamura[3], Takumi Chikada[1] (1. Graduate school of Integrated Science and Technology, Shizuoka University , 2. The University of Tokyo, 3. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

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

[2N15] Evaluation of deuterium absorption/desorption behavior of graphite -TDS measurement for fine dusts produced by mechanical alloying-

*Yuki Kondo[1], Hisao Atsumi[2] (1. Kindai University Graduate School , 2. Kindai University Faculty of Science and Engineering)

4:35 PM - 4:40 PM JST | 7:35 AM - 7:40 AM UTC

Time reserved for Chair

マグネトロンスパッタリング法で作製した酸化イットリウム被覆の微細構造および水素同位体透過挙動に対する重イオン照射効果

Heavy ion irradiation effects on microstructure and hydrogen isotope permeation behavior in yttrium oxide coating prepared by magnetron sputtering

*中村 和貴[1]、藤田 光[2]、Jan Engels[3]、藪内 聖皓[4]、近藤 創介[5]、
叶野 翔[2]、寺井 隆幸[2]、近田 拓未[1]
[1]静岡大学、[2]東京大学、[3]ユーリッヒ研究センター、[4]京都大学、[5]東北大学

Tritium permeation barrier has been investigated for several decades to establish fusion reactor blanket systems. In this study, yttrium oxide coatings prepared by magnetron sputtering were irradiated by Fe ion on various parameters. The results showed structure change depended on damage concentration and irradiation temperature.

Keywords: Tritium, Permeation, Coating, Yttrium oxide, Irradiation

1. 緒言：核融合炉ブランケットシステムの実用化に向けて、燃料トリチウムの透過による漏洩の低減は重要な課題であり、周辺環境の安全性や燃料効率の確保、炉内機器の長寿命化の観点から、配管およびブランケット筐体へ施すトリチウム透過低減用セラミックス被覆の研究が進められてきた。最近ではセラミックス被覆に対する照射効果に関する研究も開始され、重イオン照射によって酸化エルビウム（Er_2O_3）や酸化イットリウム（Y_2O_3）被覆の微細構造や重水素透過挙動が変化することが明らかとなった[1,2]。しかし、先行研究の損傷密度は最大 1 dpa 程度であり、長期間の使用に向けては照射効果の評価が不十分である。そこで本研究では、Y_2O_3 被覆試料に対して種々の温度条件で最大 20 dpa の鉄イオン照射試験を行い、その後の微細構造分析から被覆に対する照射効果を調査した。

2. 実験方法：低放射化フェライト/マルテンサイト鋼 F82H 基板上にマグネトロンスパッタリング法により膜厚 650 nm 程度の Y_2O_3 被覆を蒸着させ、高真空下（< 10^{-5} Pa）、600 ºC で 24 時間熱処理を行った。この被覆試料に対して、種々の温度および損傷密度で鉄イオン照射を行った後、透過型電子顕微鏡（TEM）による微細構造分析および重水素透過試験を実施した。

3. 結果と考察：室温で損傷密度が 10 dpa となるまで照射した Y_2O_3 被覆試料の断面 TEM 像を図 1 に示す。アモルファス層の上に平均 12 nm の結晶粒が緻密に存在する層の形成が確認され、この層はボイドをほとんど含んでいないことが分かった。損傷密度が 3 dpa までの被覆試料では、ボイドおよびアモルファス層の形成のみが観察されたのに対し、20 dpa まで照射された試料でも同様の層が確認されたことから、微細構造変化が損傷密度とともに進展することが示唆された。発表では重水素透過挙動に対する照射効果に関してもあわせて報告する。

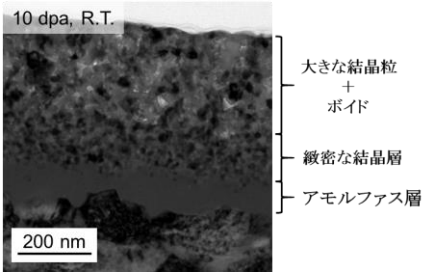


図 1 室温で 10 dpa まで照射した Y_2O_3 被覆試料の断面 TEM 像

参考文献

[1] 近田拓未 他、第 33 回プラズマ・核融合学会年会、講演番号 01aC02
[2] 近田拓未 他、日本原子力学会 2017 年春の年会、講演番号 1B09

*Kazuki Nakamura[1], Hikari Fujita[2], Jan Engels[3], Kiyohiro Yabuuchi[4], Sosuke Kondo[5], Sho Kano[2], Takayuki Terai[2], Takumi Chikada[1]
[1]Shizuoka University, [2]The University of Tokyo, [3]Jülich Research Center, [4]Kyoto University, [5]Tohoku University

原型炉ブランケット環境における
低放射化フェライト鋼 F82H 中の水素同位体透過挙動

Deuterium permeation behavior through reduced activation ferritic steel F82H under DEMO reactor blanket condition

*木村 圭佑[1]，望月 惇平[1]，堀越 清良[1]，松永 萌暉[1]，藤田 光[2]，沖津 康平[2]，田中 照也[3]，菱沼 良光[3]，坂本 宜照[4]，染谷 洋二[4]，中村 博文[4]，近田 拓未[1]，原型炉設計合同特別チーム
[1]静岡大学，[2]東京大学，[3]核融合科学研究所，[4]量子科学技術研究開発機構

原型炉構造材料候補である低放射化フェライト鋼 F82H の実機環境でのトリチウム透過挙動の理解のために、F82H 板材に対し実機模擬環境下で熱処理を施した後に微細構造分析と重水素透過試験を行った。

キーワード：トリチウム，水素，透過，F82H

1. 緒言

核融合炉構造材料として使用が検討されている低放射化フェライト鋼は高温において高い透過係数を有するため、実機ではトリチウムの透過漏洩が重大な検討課題となる。これまで鋼材中の詳細な水素同位体透過挙動が明らかにされているが、実機環境における構造材料の変化やそれに伴うトリチウム透過挙動の変化に関する報告は少ない。そこで本研究では、実機におけるトリチウム移行挙動の正確な予測のために、実機環境を模擬した熱処理を低放射化フェライト鋼 F82H に施し、微細構造分析と重水素透過試験を通して実機環境における水素同位体透過挙動を調査した。

2. 実験

原型炉実機模擬環境として、1%水素混合ヘリウム流下で 300～500 °C、100～200 時間の熱処理を F82H 平板に施した。熱処理後の試料分析として、走査型電子顕微鏡（SEM）観察および X 線光電子分光法（XPS）による微細構造解析、またガス透過法による重水素透過試験を実施した。

3. 結果と考察

実機模擬熱処理後の試料に対して XPS による表面分析を行った結果、いずれの試料においても鉄酸化物層が表面に形成しており、熱処理温度が高いほど酸化物層が厚くなっていることが確認された。図に実機模擬熱処理を施した試料の各温度における重水素透過係数を示す。熱処理前の F82H と比較して、いずれの試料も重水素透過係数が有意に変化することはなかった。これは、生成した鉄酸化物層が緻密でなかったため、酸化物層中の隙間から重水素が透過したためと考えられる。以上の結果より、熱処理によって形成した鉄酸化物層は水素同位体透過挙動にほとんど影響を及ぼさず、トリチウム透過低減に寄与しないことが示唆された。

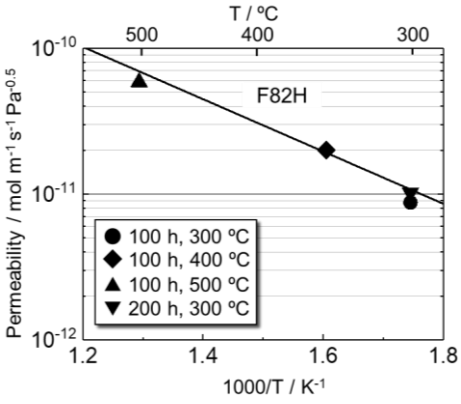


図　実機模擬熱処理後 F82H 試料の重水素透過係数の比較

*Keisuke Kimura[1], Jumpei Mochizuki[1], Seira Horikoshi[1], Moeki Matsunaga[1], Hikari Fujita[2], Kouhei Okitsu[2], Teruya Tanaka[3], Yoshimitsu Hishinuma[3], Yoshiteru Sakamoto[4], Youji Someya[4], Hirofumi Nakamura[4], Takumi Chikada[1] and The Joint Special Design Team for DEMO

[1]Shizuoka Univ., [2]Univ. of Tokyo, [3]NIFS, [4]QST

黒鉛の重水素吸収・放出挙動の評価
–メカニカルアロイング処理した微粉塵の TDS 測定-

Evaluation of deuterium absorption/desorption behavior of graphite
-TDS measurement for fine dusts produced by mechanical alloying-

*近藤 佑樹[1], 渥美 寿雄[2]
[1]近畿大学　大学院　[2]近畿大学　理工

核融合炉で黒鉛を使用した際に生成されるカーボンダストを模擬した 1 つの形態として、メカニカルアロイング（MA）処理した黒鉛の重水素吸収及び放出挙動について調べた。重水素吸収は、重水素雰囲気中で MA 処理を行い、ミリング時間を変化させた。放出実験では 1720 K まで TDS 測定し、微粉塵の粒径の違いとの関連についても検討した。

キーワード：黒鉛、重水素、吸収、放出、プラズマ対向材料、メカニカルアロイング

1. 緒言

プラズマ対向壁及びダイバータにおいて炭素系材料を使用した場合、カーボンダストが生成され、ダスト中に多量の水素が取り込まれるため、プラズマの制御を難しくしたり、トリチウムインベントリを著しく高める懸念がある。そのため、カーボンダスト中への水素の取り込み、及びその放出挙動を調べることが重要である。本報では重水素雰囲気中で黒鉛を粉砕し、重水素を取り込ませた試料に対して TDS 測定を行い、その放出スペクトルを評価した。

2. 実験方法

実験では、遊星ボールミル装置（Fritsch P-7）を用い、100 kPa の重水素雰囲気中で等方性黒鉛材（ISO-880U：東洋炭素社）を粉砕することで重水素を吸収させた。容器及びボールの材質は SUS304、ディスク回転数は 700 rpm でミリング時間（0.1 h – 8 h）を変化させた。放出実験は、10^{-5} Pa 以下の真空中において 0.1 K/s で最高温度 1720 K まで等速昇温を行い、放出される重水素を四重極質量分析計(BGM-102, ULVAC)で測定した。この時、放出全量を求めるため、最高温度到達後、2 時間で一定温度の保持を行った。

3. 結果・考察

重水素の昇温脱離（TDS）実験結果の例を図 1 に示す。等方性黒鉛材の試料では、ミリング時間を変化させ粉末化した際、700 K、790-1000 K、1100-1300 K 付近に 3 つのピークが認められ、これらを Peak 1～3 と呼ぶことにした。ミリング時間を長くするにつれ、Peak 1～3 は低温側へとシフトしたが、放出量は各ピークで異なる傾向が見られた。Peak 1 は、ミリング時間の増加で放出量が増加し、Peak 2 は、1 h までのミリング時間では放出量が増加したが、1 h 以上では減少した。また、Peak 3 では、ミリング時間に対して放出量が減少した。Peak 1 における増加は、重水素捕獲サイトが増えることによると考えられる。一方、Peak 3 は、本来黒鉛層間に存在する捕獲サイトが結晶性の低下に伴い、サイトとして数を減らすことによって減少するのではないかと考えられる。微粉塵の粒径及び結晶性の変化についても検討した結果を報告する。

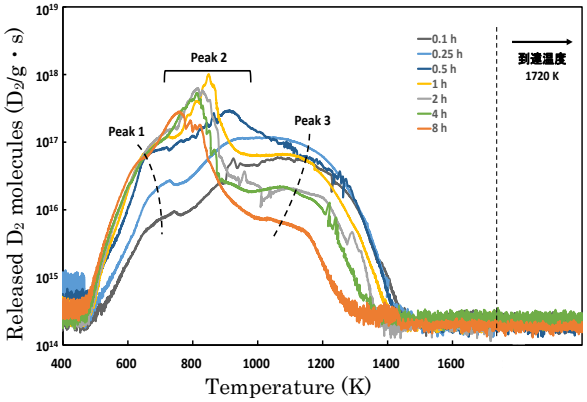


図 1　重水素昇温脱離スペクトル(ISO-880U)

*Yuki Kondo[1], Hisao Atsumi[2]
[1]Kindai University Graduate School, [2]Kindai University Faculty of Science and Engineering

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

Thu. Sep 6, 2018 4:40 PM - 6:15 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:40 AM - 9:15 AM UTC | Room N D23 -D Building

[2N16-21] Fusion Materials, Radiation Effects and Methods for Mechanical Testing

Chair:Yoshitaka Matsukawa(Tohoku Univ.)

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

[2N16] Examination of influence of nuclear transmutation and irradiation damages on chromel and alumel materials

*Teruya Tanaka[1], Hiroyuki Noto[1], Fuminobu Sato[2], Yoshimitsu Hishinuma[1], Hiroyuki A Sakaue[1], Masahito Yoshino[3] (1. NIFS, 2. Osaka Univ., 3. Nagoya Univ.)

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

[2N17] Effect of rhenium addition on recrystallization behavior of tungsten materials

*Itsuki Terada[1], Takeshi Miyazawa[1], Shuhei Nogami[1], Akira Hasegawa[1] (1. Tohoku University)

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

[2N18] Current status of the development of reduced activation ferritic/martensitic steel F82H material strength standard

*Hideo Sakasegawa[1], Taichiro Kato[1], Yoshiyuki Watanabe[1], Hiroyasu Tanigawa[1], Takanori Hirose[1] (1. QST)

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

[2N19] Ductility Evaluation of Small Tensile Test Specimen SS-J3 by Fracture Surface Dimensions

*Toshiya Nakata[1], Eri Miyazaki[2], Taichiro Kato[3], Hiroyasu Tanigawa[3] (1. Technology Education, Faculty of Education, Gifu University, 2. Graduate School of Natural Science & Technology, Okayama University, 3. Rokkasho Fusion Institute, National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology)

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

[2N20] Fatigue pre-cracking and fracture toughness in ITER-grade tungaten

*Kazutoshi Tokunaga[1], Satoru Matsuo[1], Hiroaki Kurishita[2], Takeshi Toyama[3], Makoto Hasegawa[1], Kazuo Nakamura[1] (1. Research Institute for Applied Mechanics, Kyushu University, 2. KEK, 3. Institute for Materials Research, Tohoku University)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2N21] Damage location mapping and data filtering in failure evaluation of SiC/SiC composites by underwater acoustic emission technique

*Takashi Nozawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1] (1. QST)

6:10 PM - 6:15 PM JST | 9:10 AM - 9:15 AM UTC

Time reserved for Chair

クロメル、アルメル材料の電気特性に対する核変換及び照射損傷の影響評価

Examination of influence of nuclear transmutation and irradiation damages on chromel and alumel materials

*田中照也[1]、能登裕之[1]、佐藤文信[2]、菱沼良光[1]、坂上裕之[1]、吉野正人[3]

[1]核融合科学研究所、[2]大阪大学大学院工学研究科、[3]名古屋大学大学院工学研究科

核融合発電炉の液体ブランケットシステムにおいて、温度測定に熱電対を使用できる位置を明らかにするため、クロメル、アルメル材料を対象とし、核変換、及び、照射損傷効果を模擬して電気特性変化を調べる実験を進めている。

キーワード：熱電対、クロメル･アルメル、核変換、照射損傷、電気特性

1. 緒言

自己冷却液体ブランケットにおける温度制御は、長期運転における増殖/冷却材の温度低下に伴う固化や異常な温度上昇を防ぐために重要になると考えられる。一方で、炉内においては中性子照射に伴い、熱電対等のセンサー材料の特性が変化するため、センサーを使用できる位置や寿命について検討を行う必要がある。

2. 核変換量の評価

ヘリカル型核融合炉 FFHR 設計において、MCNP コードを用いた炉内 3 次元中性子輸送計算を実施している。輸送計算で得られる液体ブランケット第一壁での中性子スペクトルを FISPACT コードに入力して、クロメル、アルメル材料の核変換量を計算した。構造材料が約 100dpa に達する 7.5 年間の運転期間中に、これら材料中の鉄の濃度は約 2.5wt%増加し、コバルトが新たに 0.4wt%生成される等の組成変化が生じる。

3. 核変換の模擬

核変換の模擬については、市販の 0.8mmφクロメル、アルメル線材に鉄、コバルト、マンガン等の粉末を添加してアルゴン雰囲気下 1600℃で溶解させ、ボタン状の小型インゴットの製作を行った。現在、インゴット内の元素分布の均一性等の評価を進めている。組成変化させた各インゴットを圧延して細線を作製し、熱起電力の評価を実施する。

4. 照射損傷の模擬

照射損傷がセンサー材料の電気的特性変化に与える影響については、薄膜試料に対するイオンビーム照射実験により調べる。クロメル、及び、アルメルのターゲットをＤＣスパッタ蒸着装置に装着し、アルミナ基板上に 200~350nm 厚のクロメル、アルメル層を蒸着して薄膜センサー試料を製作した。大阪大学オクタビアン施設において 350keV 重陽子ビームの照射実験を進めている。クロメル・アルメルの接合部のみでなく、温度勾配が生じるなるべく広い範囲に損傷を与える必要があるため、10mmφ以上のビームの照射を行い、熱起電力、電気伝導度の変化を調べる。

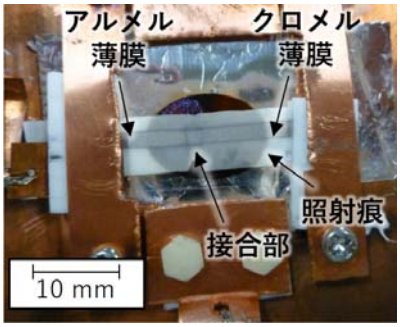


図１．薄膜センサー試料の写真

発表では、以上の実験手法の詳細と、初期実験結果について報告を行う。

本研究は科研費基盤研究(C)16K06945 の助成を受けて実施している。

*Teruya Tanaka[1], Hiroyuki Noto[1], Fuminobu Sato[2], Yoshimitsu Hishinuma[1], Hiroyuki Sakaue[1] and Masahito Yoshino[3]

[1]NIFS, [2]Osaka Univ., [3]Nagoya Univ.

タングステン材料の再結晶挙動に及ぼすレニウム添加の影響

Effect of rhenium addition on recrystallization behavior of tungsten materials

*寺田 樹[1], 宮澤 健[1], 野上 修平[1], 長谷川 晃[1]
[1]東北大学

核融合炉のプラズマ対向機器において想定される高温環境下では、タングステン(W)の再結晶化が進行し機械特性の低下が懸念される。本研究では、W の再結晶温度を上昇させる効果が報告されているレニウム(Re)を添加した W-Re 合金を用いて、W の再結晶挙動に及ぼす Re 添加の影響を調べることを目的にした。

キーワード：核融合炉、ダイバータ、再結晶、タングステン-レニウム合金、置換型固溶

1. 緒言

核融合炉ダイバータのアーマ材料としてタングステン(W)が有力視されている。しかしながら、高温環境下においては W の再結晶化が進行し、低温における再結晶脆化等の機械特性の低下が懸念される。W にレニウム(Re)を添加すると機械特性向上と再結晶温度の上昇が期待されるが、熱伝導率が低下することが知られている。一方で中性子照射による核変換により、核融合炉では 3~5%程度の Re が生成されることが知られている。我々はこれまで核融合炉環境を想定し W の諸特性と温度との関係を調べてきた。本研究では、核変換で生成する Re や、特性改善のための Re の初期添加などを想定し、比較的低濃度の 1~3%の Re を添加した W-Re 合金に高温熱履歴を加え、硬さと結晶粒等と組織変化との関係を調査することによって、核融合炉環境における W の再結晶挙動に及ぼす Re の影響を調べることを目的とした。

2. 実験方法

供試材としてアライドマテリアル社によって粉末焼結と熱間圧延の工程を経て製造された純 W(Pure W)と、W-3%Re 合金の板材を用いた。圧延後 900℃にて 20 分間の応力除去熱処理を施した板材を受け入れまま材(As-Received, AR)とした。等時熱処理は真空中にて 1100℃から 1500℃の各温度について 1 時間の熱処理を行った。ビッカース硬さ試験及び、光学顕微鏡による金相観察は、圧延方向に平行かつ圧延面に垂直な面に対して行った。

3. 結果・考察

図 1 に示す硬さの結果から、Pure W と W-3%Re 合金ではそれぞれ、1300℃と 1500℃の熱処理によって硬さが低下した。図 2 に示す金相観察の結果から、1300℃熱処理材においては Pure W では再結晶粒がほとんどであったのに対し、W-3%Re 合金では再結晶粒はほとんど観察されなかった。Re は置換型固溶原子として W の自己拡散を阻害することで、再結晶の核形成を抑制すると考えられているが、3%程度の添加量でも十分に再結晶を抑制していることがわかった。講演では上記に加え、W-1%Re 合金の等時熱処理の結果についても報告し、粉末焼結した W 材料の再結晶挙動に及ぼす Re 添加の影響について報告する。

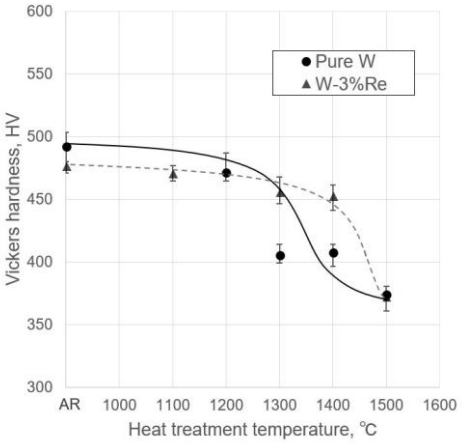


図 1　等時熱処理後 W 材料の硬さ

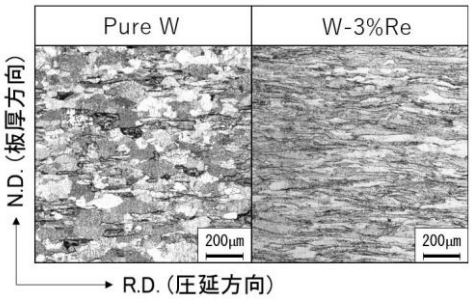


図 2　1300℃熱処理材の結晶粒組織

*Itsuki Terada[1], Takeshi Miyazawa[1], Shuhei Nogami[1], Akira Hasegawa[1]
[1]Tohoku Univ.

低放射化フェライト鋼 F82H の材料強度基準策定に向けた取り組み

Current status of the development of reduced activation ferritic/martensitic steel F82H material strength standard

*酒瀬川 英雄[1]，加藤 太一朗[1]、渡辺 淑之[1]、谷川 博康[1]、廣瀬 貴規[1]
[1]量研機構

核融合炉ブランケット構造材料として開発された低放射化フェライト鋼 F82H による機器設計のためには材料強度基準を策定する段階にある。ここでは高速炉規格等にある改良 9Cr-1Mo 鋼等を参照比較しながら材料特性式の策定を試み必要となる材料特性データベース整備状況を確認して今後の拡充方針を立てた。

キーワード：核融合炉，ブランケット，低放射化フェライト鋼，材料強度基準，材料特性データベース

1. 緒言

ITER 及び原型炉増殖ブランケットの構造材料として低放射化フェライト鋼 F82H を実用するためにはブランケット設計に必要な材料強度基準を策定しなければならない。そのためには ITER-BA 活動を通じて取得してきた最近の強度試験結果を材料特性データベースに反映することが重要であり、その体裁は今後の材料標準化活動（規格への材料登録）に対して十分な情報を有することが大切である。そして記述される材料特性式には F82H の特性に応じた適切な係数を設定しなければならない。ここでは高速炉規格等に既に材料登録されている改良 9Cr-1Mo 鋼（F82H の開発ベース鋼）等の情報を参照比較して F82H の材料特性式の策定を試みつつデータベース拡充と今後の取り組みの方針を立てることを目的とした。

2. 方法

日本機械学会の高速炉規格やフランス高速炉・核融合炉規格（RCC-MRx）にある改良 9Cr-1Mo 鋼や欧州の低放射化フェライト鋼 EUROFER を参照比較しつつ F82H の材料特性データベースを解析して材料特性式の策定を試みた。

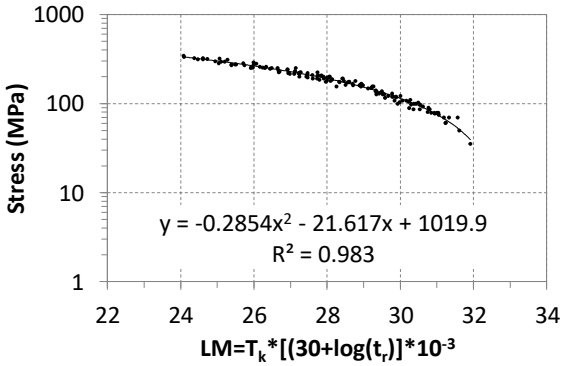


図 1　クリープ破断特性
（Larson Miller パラメーター整理）

3. 結論

引張試験結果に基づく設計降伏点 S_y、設計引張強さ S_u、設計応力強さ S_m 等は策定できるものの、長時間を要するクリープ試験や疲労試験は更なる継続によって結果を拡充する必要がある。図 1 にクリープ破断試験特性の例を示した、ここからクリープ破断関係式は策定できるものの設計応力強さ S_t や等時応力―ひずみ線図の作成のためにはクリープひずみ式が必要となり、そのためにはクリープひずみ―時間曲線の試験結果の拡充が必要である。またそれらの特性式には F82H 応じた適切な係数を設定する必要がある。なおこれらの策定に利用するデータベースは F82H 鋼の標準化とインターネット公開を前提とした体裁に変更しながら拡充する方針である。

---

*Hideo Sakasegawa[1], Taichiro Kato[1], Yoshiyuki Watanabe[1], Hiroyasu Tanigawa[1] and Takanori Hirose[1]
[1]QST

微小引張試験片 SS-J3 の破面寸法による延性評価

Ductility Evaluation of Small Tensile Test Specimen SS-J3 by Fracture Surface Dimensions

*中田 隼矢[1]，宮崎 恵里[2]，加藤 太一朗[3]，谷川 博康[3]
[1]岐阜大学，[2]岡山大学大学院，[3]量子科学技術研究開発機構

低放射化フェライト鋼の照射効果を評価するためには，微小試験片試験技術が不可欠となる．本研究では，微小引張試験片 SS-J3 の破面の寸法変化について評価を行い，板幅方向に比べて板厚方向の寸法減少率が大きいことを確認した．

キーワード：微小試験片試験技術，SS-J3，**低放射化フェライト鋼**，F82H，**サイズ効果**

1. 緒言

核融合ブランケットの構造設計のためには，核融合中性子照射に伴う構造材料の照射効果を評価することが不可欠となる．日本の原型炉設計においては，低放射化フェライト鋼をブランケット用構造材料として使用する見込みであるが，その照射効果を評価するためには微小試験片試験技術が不可欠となる．しかし，試験片の微小化に伴って，標準試験法の結果と乖離が生じる場合があり，引張試験においては，破断延性の指標となる破面の断面収縮率が試験片の微小化に伴い大きくなる傾向がある．そこで本研究では，ブランケットの構造設計に不可欠となる引張特性について，標準サイズの試験片と微小試験片で評価した場合の破面の寸法変化について評価した．

2. 実験方法

供試材には，低放射化フェライト鋼 F82H BA07 ヒート（8Cr-2WVTa）を用いた．本供試材より，丸棒試験片（ϕ4 mm，平行部長さ 15 mm）及び，微小引張試験片 SS-J3（平行部板厚 0.75 mm，平行部長さ 5 mm，平行部幅 1.2 mm）を採取した．これらの試験片の非照射材を用いて，室温にてひずみ速度 10^{-4} /s 相当（クロスヘッド制御）で引張試験を実施し，破面を走査型電子顕微鏡で観察した．また，SS-J3 の平行部断面形状が変形挙動に及ぼす影響を評価するため，有限要素法による平行部断面形状のアスペクト比と変形挙動の関係について評価した．

3. 結果及び考察

走査型電子顕微鏡による丸棒試験片及び SS-J3 の破面観察結果を Fig. 1 に示す．破面の断面収縮率（Reduction area, RA）は丸棒が 68%，SS-J3 が 72%となり，僅かではあるが前述の通り SS-J3 の RA が大きくなり，同一供試材，同一試験条件にもかかわらず，SS-J3 の延性が優れていることを示す結果が得られた．破面の形状を詳細に観察すると，丸棒試験片の破面はほぼ一様に変形にしており，破面直径もほぼ一定であった．しかし，SS-J3 の破面は不均一に変形しており，板幅方向，板厚方向ともに，それぞれの中心部の寸法減少率が最も大きく，その値は板幅方向で 47%，板厚方向で 64%だった．一方で，丸棒の直径減少率は 52%となっており，SS-J3 の RA が大きくなる要因は，板厚方向の変形が大きく影響していることが示唆された．

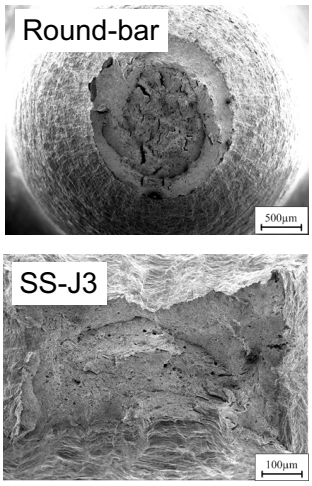


Fig. 1 Fracture surfaces observed by SEM.

* Toshiya NAKATA[1], Eri MIYAZAKI[2], Taichiro KATO[3], Hiroyasu TANIGAWA[3]
[1]Gifu Univ., [2]Okayama Univ., [3]QST

ITER-grade タングステンにおける疲労予き裂導入と破壊靭性評価

Fatigue pre-cracking and fracture toughness in ITER-grade tungsten

*徳永和俊[1]，松尾 悟[1]，栗下裕明[2]，外山 健[3]，長谷川 真[1]，中村一男[1]

[1]九大応力研，[2]高エネ研，[3]東北大金研

ITER grade W の板材から切り出した片側切欠き付き微小試験片に対して、一軸圧縮疲労と３点曲げ疲労の併用により疲労予き裂を導入し、その後、平面ひずみ破壊靭性試験を行って室温の破壊靭性を測定した。

キーワード：タングステン、破壊靭性，疲労予き裂、粒界配向

1. 緒言

ITER や原型炉のダイバータ板の表面材料として熱特性とスパッタリング特性に優れ、トリチウムリテンションが小さいタングステン（W）が使用される計画である。しかし、Wは低温脆化、照射脆化、再結晶脆化の問題があるため、Wの使用に際しては破壊靭性の評価が必要である。破壊靭性測定のためには疲労予き裂を導入した試験片が用いられるが、延性に乏しいWに通常の引張疲労を負荷すると、切欠き底から発生したき裂は急速に成長して瞬時に試験片破断をもたらすので、疲労予き裂の導入が極めて難しく、そのため信頼性の高い破壊靭性の測定例は極めて限られている。著者等は、最近、一軸圧縮疲労と３点曲げ疲労の併用により疲労予き裂を導入する技術を開発するとともに、市販の純Wの破壊靭性を評価した[1]。本研究では、その手法を適用することにより ITER grade W の板材の破壊靭性を初めて測定・評価した。

2. 方法

ITER grade W の圧延材（寸法：50mm×50mm×12.3mm）から、幅 5mm、厚さ 3mm、長さ 25mm の片側切欠き付き微小試験片（切欠きの幅 0.15mm、深さ 2mm）を、圧延方向に対して L-T、T-L、L-S、T-S（ASTM 規格による表記）の各方位に切り出し、表面を機械研磨した。これらの試験片に対して、まず、長手方向に一軸圧縮疲労を負荷して切欠き底から予き裂を導入した後、引き続き３点曲げ疲労（スパン長さ：20 mm）により予き裂を進展（成長）させた。この３点曲げ疲労による小さな応力拡大係数範囲ΔK での予き裂成長は、比較的大きなΔK の必要な圧縮疲労により切欠き底前方に生じた残留応力場からき裂先端位置を遠ざけるとともに、小規模降伏条件を確保するためのものである。最後に、３点曲げによる平面ひずみ破壊靭性試験を行い、破壊靭性を評価した。また、疲労予き裂長さは、破壊靭性試験前の試験片の側面観察、および試験後の破面観察（光学顕微鏡(OM)、及び走査型顕微鏡(SEM)）により求めた。

3. 結果

図 1 に圧縮疲労により切欠き底から発生・安定成長したき裂の観察例（TL 方位の試験片、表面でのき裂長さ：0.16mm）を示す。負荷条件は、ΔK : 44.5 MPa√m、K_{min}/K_{max}: 40 (最大・最小圧縮荷重: 4,000 N/100 N), 周波数: 2~5 Hz で 10,000 サイクルである。このき裂は、引き続く 3 点曲げ疲労の負荷（K_{max} : 6.5 MPa√m, 最大・最小曲げ荷重: 160 N/10 N, 周波数: 10~20 Hz, 60,000 サイクル）により 0.27 mm まで成長した。さらに、この疲労予き裂入り試験片に対して平面ひずみ破壊靭性試験を行った結果、破壊靭性値は 7.1 MPa√m であった。

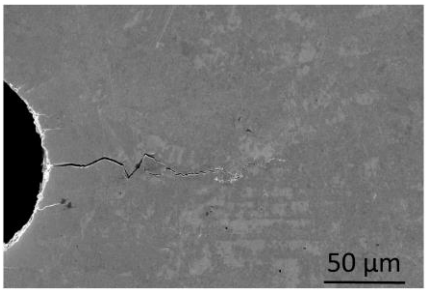


図 1　圧縮疲労により切欠き底から発生・安定成長したき裂（圧延方向：左右、圧縮負荷方向：上下）

今回は、ITER grade W 圧延材について、3 点曲げ疲労によるき裂成長後の疲労予き裂長さを変えた試験片を用意して破壊靭性を測定することを試みた。圧縮疲労時のΔK から想定される残留応力場のサイズと疲労予き裂長さとの関係から、測定された破壊靭性値の正当性を検討した。

参考文献

[1] K. Taguchi, K. Nakadate, S. Matsuo, K. Tokunaga, H. Kurishita, J. Nucl. Mater. 498(2018)445-457

*Kazutoshi Tokunaga[1], Satoru Matsuo[1], Hiroaki Kurishita[2], Takeshi Toyama[3], Makoto Hasegawa[1] and Kazuo Nakamura[1]

[1]Kyushu Univ., [2]KEK, [3]Tohoku Univ.

水中伝播アコースティックエミッション法による SiC/SiC 複合材料の損傷位置標定とデータフィルタリング法に関する研究

Damage location mapping and data filtering in failure evaluation of SiC/SiC composites by underwater acoustic emission technique

*野澤 貴史[1]，谷川 博康[1]
[1]量研

SiC/SiC 複合材料の損傷評価に新たに開発を進める水中伝播アコースティックエミッション（AE）法を適用した．本研究より，振幅フィルタリング法により破壊に有意な AE 信号のみを選択的に抽出し，損傷位置標定の精緻化を実現した．特にレート理論を用いてフィルタ閾振幅を客観的に決定する方法を提案した．

キーワード：SiC/SiC 複合材料，破損評価，水中伝播アコースティックエミッション法，位置標定，フィルタリング，レート理論

1. 緒言

SiC/SiC 複合材料は繊維強化することで擬延性破壊を付与し，また SiC の有する優れた耐照射特性から核融合炉構造材料の一つとして開発が進む．本材料の擬延性破壊過程は微視的な損傷蓄積に起因しており，破壊挙動の詳細な理解には，損傷の蓄積挙動や分布を明らかにすることが有用である．破損評価の一環として，これまで水中伝播 AE 法の開発を進めてきた．本研究は，損傷位置標定に及ぼす試験因子の影響評価を進めるとともに，標定位置の精緻化に資する試験データのフィルタリング法について検討した．

2. 実験方法

平織 Nicalon 繊維を強化繊維とし，化学気相浸透（CVI）法で作製した SiC/SiC 複合材料からディスク試験片（外径 25mm ×厚さ 1.5mm）を切り出し，支持スパン 20mm，荷重スパン 10mm の等二軸曲げ試験（ASTM C1499）を行った．試験は室温水中にて実施し，試験中はき裂の発生・進展に伴い発生・水中を伝播する AE 信号を，水槽表面に設置した複数の AE センサーでリアルタイムに記録し，試験後にき裂源の位置標定とき裂の蓄積の様子を評価した．

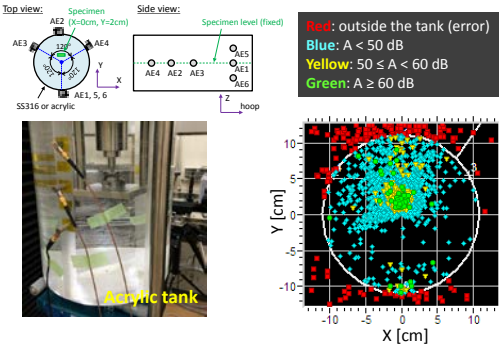


図 1　最大振幅を用いたフィルタリングによる位置標定の一例（アクリル水槽）

3. 結果及び考察

等二軸曲げ試験時の個々の AE 信号について，最大振幅を基準に整理したところ（図 1），60dB 超の AE 信号の標定位置結果が試験片位置とも良く一致することが明らかとなった．高エネルギーAE 信号は破壊に直接的に寄与したき裂の発生によるものと考えられ，振幅フィルタの適用によって，より確からしいデータを選別可能となり，このことで位置標定の精緻化が実現された．特に地震解析で多く活用されるレート理論[1]を適用し，下方累積 AE 数と最大振幅の関係（図 2）を得ることで，その変化点（破壊機構が大きく変化する点）からフィルタ閾振幅を客観的に特定できる見通しを得た．

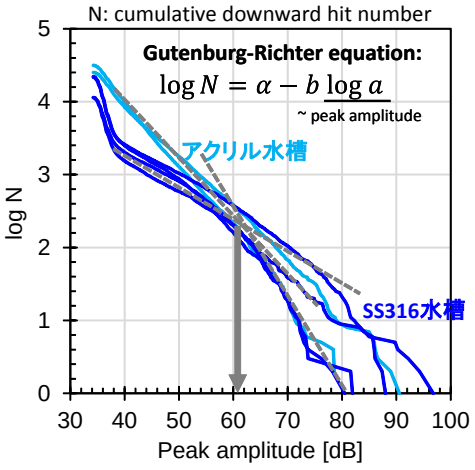


図 2　レート理論によるフィルタ閾振幅の決定

参考文献

[1] 大津政康，アコースティック・エミッションの特性と理論，森北出版株式会社，2005 年

*Takashi Nozawa[1], Hiroyasu Tanigawa[1]
[1]QST

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

Thu. Sep 6, 2018 9:30 AM - 10:55 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 12:30 AM - 1:55 AM UTC | Room O D25 -D Building

[2O01-05] Plant PRA

Chair:Koichi Nakamura(CRIEPI)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2O01] Consideration of KK-7 Internal Events Shutdown Level 1PRA Upgrade

(1) Issues Based on Internal Events At-Power Level 1PRA Upgrade

*Yoshikazu Ootaki[1], Issei Hidaka[1], Toshiteru Saitou[1], Satoshi Kawaguchi[2], Toshinobu Kita[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings,Inc)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2O02] Consideration of KK-7 Internal Events At-Power Level1.5 PRA Upgrade

(1) Issues Based on Internal Events At-Power Level1 PRA Upgrade

*Takashi Masutani[1], Masatoshi Moteki[1], Natsuki Shiraishi[1], Chikahiro Satou[1], Masayuki Hiraide[2], Toshinobu Kita[2] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2. Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.)

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

[2O03] The Progress of PRA for Tokai No.2 Power Station

(2)Extraction of Initiating event candidate "Implementation of failure mode effect analysis"

*Hiroto Matsumoto[1], Masaru Yamanaka[2], Takayuki Negishi[1], Atsuo Ikeda[1] (1. Nuclear Engineering and Services Company, 2. The Japan Atomic Power Company)

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

[2O04] The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

(5)Evaluation Results of Level 1.5PRA During Power Operation Considering SA Equipment

*Takuma Takahashi[2], Mutsuhiro Nakada[1], Toshihiro Aida[1], Daisuke Suimon[1], Keisuke Takashima[1,2], Shinichi Hamatani[1,2], Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2] (1. Hokuriku Electric Power Company, 2. Nuclear Engineering and Services Company)

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

[2O05] The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

(6)Development of Core Damage Monitoring Tool During Power Operation(Level1 PRA)

*Keisuke Takashima[1,2], Mutsuhiro Nakada[2], Toshihiro Aida[2], Daisuke Suimon[2], Takayuki Negishi[1], Atsuo Ikeda[1], Junya Masuko[1] (1. Nuclear Engineering and Services Company, 2. Hokuriku Electric Power Company)

10:45 AM - 10:55 AM JST | 1:45 AM - 1:55 AM UTC

Time reserved for Chair

柏崎刈羽 7 号機停止時内的事象レベル 1PRA の高度化に向けた検討
（1）運転時内的事象レベル 1PRA の高度化などを踏まえた課題

Consideration of KK-7 Internal Events Shutdown Level 1 PRA Upgrade

(1) Issues Based on Internal Events At-Power Level 1 PRA Upgrade

*大滝 由一[1]，日高 一誠[1]，齋藤 寿輝[1]，川口 智史[2]，喜多 利亘[2]

[1] (株)テプコシステムズ，[2] 東京電力ホールディングス(株)

柏崎刈羽 7 号機における停止時内的事象レベル 1PRA を高度化するための準備として，先行する運転時内的事象レベル 1PRA 高度化[1]などを踏まえた課題を明確にした。

キーワード：確率論的リスク評価，停止時内的事象レベル 1，高度化

1. 緒言

現状の運転時内的事象レベル 1PRA モデルは，そのモデルの詳細さについて米国との間にギャップがあることが確認されている。柏崎刈羽 7 号機については，運転時内的事象レベル 1 PRA モデルの高度化に着手しているところである。

今回，停止時内的事象レベル 1PRA の高度化では，Phase Ⅰ として運転時内的事象レベル 1PRA の高度化で得られた知見をはじめ，国内外のプラクティスや改定が予定されている停止時内的事象レベル 1PRA 標準への適合性を考慮し，設置許可申請における適合性審査用の停止時内的事象レベル 1PRA に対して，改良項目の抽出及びモデル化方針の検討を行った。

本発表ではこれら抽出された改良項目について報告する。

2. 主な検討事項

モデルを高度化するにあたり，停止時内的事象レベル 1PRA 標準の全ての技術要素について検討を行った。主な検討事項の例として今回は起因事象の選定，及び成功基準の設定に関する改良項目を紹介する。

起因事象の選定では，国内外のプラクティス，対象プラントの前兆事象の分析，系統間の従属性の分析，及び国内のプラント運転経験を考慮した体系的な分析の必要性が抽出された。

成功基準については，熱水力学的解析を実施し，その結果に基づいて従来モデルよりも現実的な成功基準の設定の必要性が抽出された。

3. 今後の予定

停止時内的事象レベル 1PRA の高度化は，Phase Ⅰ と Phase Ⅱ の 2 段階で実施する計画である。Phase Ⅱ では，Phase Ⅰ で抽出された課題に対して具体的な検討・分析を行い，その結果を受けてモデルの構築及び定量化を実施する予定である。

参考文献

[1] 富安亮太　他，日本原子力学会 2017 年 秋の大会 (2C13)

---

*Yoshikazu Ootaki[1], Issei Hidaka[1], Toshiteru Saitou[1], Satoshi Kawaguchi[2] and Toshinobu Kita[2]

[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

柏崎刈羽 7 号機運転時内的事象レベル 1.5PRA の高度化に向けた検討
（1）運転時内的事象レベル 1PRA の高度化などを踏まえた課題

Consideration of KK-7 Internal Events At-Power Level1.5 PRA Upgrade

(1) Issues Based on Internal Events At-Power Level1 PRA Upgrade

*増谷 貴志[1]，茂木 政利[1]，白石 夏樹[1]，佐藤 親宏[1]，平出 真之[2]，喜多 利亘[2]

[1]（株）テプコシステムズ，[2]東京電力ホールディングス（株）

柏崎刈羽 7 号機の運転時内的事象レベル 1PRA の高度化[1]における検討などを踏まえ，運転時内的事象レベル 1.5PRA の高度化に向けた事前検討を実施し，課題を抽出した。

キーワード：確率論的リスク評価，内的事象レベル 1.5，高度化

1. 緒言

国内における現状の運転時内的事象レベル 1PRA モデルは，米国のプラクティスとの間に技術的なギャップがあることが確認されている。そこで，国内 BWR の代表プラントとして柏崎刈羽 7 号機を選定し，全 PRA モデルのベースとなる運転時内的事象レベル 1PRA についてはそのギャップを踏まえ，PRA モデルを高度化している。本検討は，運転時内的事象レベル 1.5PRA の高度化を対象としており，Phase Ⅰ と Phase Ⅱの 2 段階で実施する計画である。Phase Ⅰでは，運転時内的事象レベル 1PRA の高度化，改定された国内学会標準 [2]（以下，「新学会標準」という）及び国内外プラクティスを踏まえ，新規制基準適合性審査用の運転時内的事象レベル 1.5PRA の高度化に向けた事前検討を行い，課題及び対応方針を整理した。本発表では，Phase Ⅰの事前検討で抽出した課題について報告する。

2. 高度化に向けた課題

運転時内的事象レベル 1.5PRA の高度化を実施するにあたり，表 1 に示す新学会標準の技術要素ごとに，運転時内的事象レベル 1PRA の高度化，新学会標準及び国内外プラクティスを踏まえた課題を抽出した。運転時内的事象レベル 1.5PRA の高度化に向けた主な課題の例を示す。

運転時内的事象レベル 1PRA の高度化で実施した事故シーケンスの詳細化の知見を運転時内的事象レベル 1.5PRA へ水平展開する必要がある。新学会標準への適合については，運転時内的事象レベル 1.5PRA を想定したサイトインタビュー，プラントウォークダウンの実施による品質の向上の他，国内外プラクティスの知見の導入では，シビアアクシデント時特有の物理化学現象の文書化の充実を図る必要がある。

表 1 運転時内的事象レベル 1.5PRA に係る技術要素

章番号	技術要素
6	プラント構成・特性の調査
7	プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化
8	格納容器機能喪失モードの設定
9	事故シーケンスの分析
10	事故進展解析
11	格納容器イベントツリーの分岐確率の設定
12	格納容器機能喪失頻度の定量化

3. 今後の予定

Phase Ⅱでは，Phase Ⅰで得られた成果を踏まえ，運転時内的事象レベル 1.5PRA の高度化に向けた具体的なモデル化方法などを検討していく。

参考文献

[1] 富安亮太 他，日本原子力学会 2017 年 秋の大会 (2C13)

[2] 日本原子力学会標準 “原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 2PRA 編）：2016（AESJ-SC-P009:2016）”

*Takashi Masutani[1], Masatoshi Moteki[1], Natsuki Shiraishi[1], Chikahiro Satou[1], Masayuki Hiraide[2] and Toshinobu Kita[2]

[1]Tepco Systems Corporation, [2]Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

東海第二発電所における PRA モデル整備の取り組みについて
（2）起因事象候補の抽出「故障モード影響解析の実施」

The Progress of PRA for Tokai No.2 Power Station

(2) Extraction of Initiating event candidate "Implementation of failure mode effect analysis"

*松本 裕人[2]，山中 勝[1]，池田 敦生[2]，根岸 孝行[2]

[1]日本原子力発電（株），[2]原電エンジニアリング（株）

東海第二発電所の確率論的リスク評価（以下，PRA）の高度化に向けた取り組みの一環として，故障モード影響解析（以下，FMEA）を適用して起因事象候補の抽出を実施した。本稿では，東海第二発電所の起因事象候補の抽出プロセスと，その抽出結果について報告する。

キーワード：PRA，レベル 1，起因事象，故障モード影響解析（FMEA）

1. 緒言

原電グループでは，2006 年度から PRA 関連業務を自営化しており，これまで東海第二発電所（以下，東二）の内的事象及び外的事象の PRA モデル整備等を実施してきた。現在は，PRA モデルの高度化に向けた検討[1]を行っている段階にある。今回，PRA モデルの高度化の 1 項目として，内部事象出力運転時レベル 1PRA に対し， FMEA を適用した上で，新たに考慮すべき起因事象の候補を抽出した。

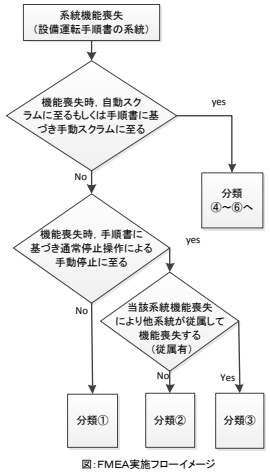
2. 故障モード影響解析（FMEA）による起因事象候補抽出方法について

今回実施した起因事象の分析・同定の検討手順を以下に示す。

①起因事象を分析・同定する体系的な手法として，PRA 実施基準（学会標準）に記載のある FMEA 手法を選定

②FMEA 手法を適用するに当たっては，作業の効率化を図るため，東二の設備運用手順書等を参照した上で，プラント特有の判断条件を設定した FMEA 実施フローを作成（右図は FMEA 実施のイメージ）

③作成した FMEA 実施フローを用いた，起因事象候補の抽出を実施



図：FMEA実施フローイメージ

なお，プラント特有の判断基準の設定では，設備運転手順書に記載されている系統を対象に各系統が喪失した場合の影響を分析し，スクラム事象（自動／手順書に基づく手動）に至る系統，又は手動停止に至る系統について，従属性の有無等を考慮している。なお，原子炉冷却材喪失事象は，別途 FMEA 以外の方法にて検討を実施するため，本検討の対象外としている。

3. 故障モード影響解析（FMEA）による起因事象候補抽出結果と課題について

FMEA を実施した結果，新たな起因事象候補として，「発電所内無停電電源装置機能喪失」，「換気空調系機能喪失」等，10 件抽出した。また，FMEA を実施した結果，得られた課題として，系統の機能喪失後に事象進展が比較的緩やかである系統に関する復旧の可能性の考慮方法や事象進展の類似性を考慮した起因事象のグループ化，起因事象発生頻度を考慮した起因事象候補のスクリーニング検討等が挙げられた。

4. 今後の取り組み

今後の PRA モデルの高度化に向けた検討では，「起因事象発生頻度の推定」，「原子炉冷却材喪失事象の分析」「起因事象のグループ化検討」「事故シーケンスの分析／システム信頼性解析に関する検討」，「先行プロジェクトの知見の反映」等，継続的な PRA モデルの高度化に取り組む予定としている。

参考文献

[1] 井上他，日本原子力学会 2017 年秋の大会[2C01]

---

* Hiroto Matsumoto[2], Masaru Yamanaka[1], Atsuo Ikeda[2] and Takayuki Negishi[2]

[1]The Japan Atomic Power Co. , [2]Nuclear Engineering And Service Co.

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 （5）重大事故等対処設備等を考慮した出力運転時レベル 1.5PRA の評価結果

The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

(5) Evaluation Results of Level 1.5PRA During Power Operation Considering SA Equipment

*高橋 拓真[2]，中田 睦洋[1]，四十田 俊裕[1]，水門 大輔[1]，高嶋 啓介[1,2]，浜谷 眞一[1,2]
根岸 孝行[2]，池田 敦生[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運転時レベル 1.5PRA 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），炉心損傷頻度（CDF），格納容器破損頻度（CFF）

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（ABWR）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。取り組んだ安全対策による定量的リスク低減効果を確認するため，本稿では，前報[1]の出力運転時レベル 1PRA に基づき整備を実施した出力運転時レベル 1.5PRA モデルの評価結果を考察する。

2. PRA の対象としたプラント状態

本評価では，志賀２号機の内的事象出力運転時レベル 1.5PRA 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２の出力運転時レベル 1.5PRA 評価結果を図１に示す。ケース１の全格納容器破損頻度（CFF）に対し，ケース２の全 CFF は約５桁程度低減しており，各種安全対策を実施した結果，格納容器破損リスクが大幅に低減されていることが確認できた。

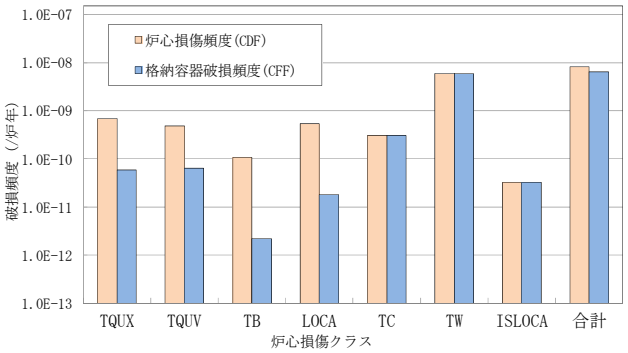


図１　各評価ケースにおける格納容器損傷頻度の評価

各種安全対策を考慮する事による，格納容器破損リスクの低減効果は，格納容器先行破損を除く炉心損傷クラスにおいて，約１桁程度あることが確認できた。これは，炉心損傷後，格納容器破損に至るまでの間に，安全対策として考慮した機器復旧，及び可搬型の設備に期待できるためである。なお，今回の評価結果から炉心損傷クラスの内，注水失敗（TQUV）及び LOCA では「機器復旧」や「準備時間の観点から出力運転時レベル 1PRA で期待できなかった可搬型代替低圧ポンプによる注水」に，全交流電源喪失（TB）では「電源復旧」や「低圧電源車による電源確保」に，成功することで格納容器破損リスクを低減できることが確認できた。

参考文献　［1］杉原一洋他，日本原子力学会　2017 年春の年会［3M16］

---

*Takuma Takahashi[2]，Mutsuhiro Nakata[1]，Toshihiro Aida[1]，Daisuke Suimon[1]，Keisuke Takashima[1,2]，Shinichi Hamatani[1,2]，Atsuo Ikeda[2]，and Takayuki Negishi[2]

[1]Hokuriku Electric Power Co.，　[2]Nuclear Engineering and Services Co.

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
（6）炉心損傷評価ツールモデル（出力運転時レベル 1PRA）の整備

The Progress of PRA for SHIKA NPS unit2

(6) Development of Core Damage Monitoring Tool During Power Operation(Level1 PRA)

*高嶋 啓介[1,2]，中田 睦洋[1]，四十田 俊裕[1]，水門 大輔[1]，根岸 孝行[2]，池田 敦生[2]，増子 順也[2]

[1]北陸電力（株），[2]原電エンジニアリング（株）

本稿では，志賀原子力発電所２号機（以下，志賀２号機）の自主的安全性向上の一環として整備した，出力運転時の炉心損傷評価ツールモデル（以下，出力運転時リスクモニタモデル）の整備内容，評価結果及び活用例について示す。

キーワード：確率論的リスク評価（PRA），出力運転時リスクモニタモデル，PRA 評価ツール，自主的安全性向上，リスク情報活用，オンラインメンテナンス

1. 緒言

北陸電力では，自主的安全性向上の一環として志賀２号機（ABWR）の 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，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，リスク情報活用の一環として運転期間中における日々のリスクを定量的に確認すること，及び今後のオンラインメンテナンスを見据えた基礎モデルの整備を目的に，発電所員が使用できる出力運転時リスクモニタモデルの整備を実施した。本稿では，出力運転時リスクモニタモデルの整備内容，及び評価結果を報告する。

2. 出力運転時リスクモニタモデルの整備内容

出力運転時リスクモニタモデルは，PRA 評価ツールで作成した P RA モデル（以下，PRA 評価モデル）に対して，図 1 のような運転期間中のシステム状態変化（運転／待機／待機除外），及び定例試験の有無を反映することで，プラント状態に対応したリスク評価（炉心損傷頻度の評価）を行い，適切な機器の切り替えを考慮した工程及び任意工程の策定をサポートする。

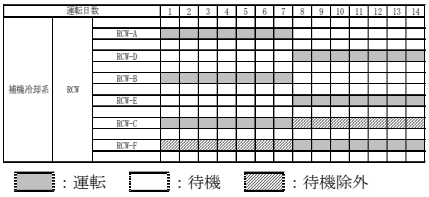


図１　入力する工程例

3. 評価結果の確認

出力運転期間中の機器の切り替えを考慮した工程を入力した出力運転時リスクモニタモデルと PRA 評価モデルの炉心損傷頻度評価結果（前報[1]参照）とを比較し，評価結果の妥当性を確認した。確認結果，出力運転時リスクモニタモデルと PRA 評価モデルの炉心損傷頻度評価結果，及び上位カットセットが一致していることから，出力運転時リスクモニタモデルで得られる評価結果は妥当であると判断した。また，定例試験を実施した際は，定例試験のカットセットが新たに現れていることを確認した。なお，北陸電力では，今後も最新知見を取り込みながら更なるリスク低減の検討やリスク情報活用を進める計画である。

4. 出力運転時リスクモニタモデルの活用例及び今後の課題

出力運転時リスクモニタモデルは，PRA の知識が無い発電所員でもプラント工程を入力することで，炉心損傷頻度を評価し，リスクグラフとして視覚的にリスクを把握できるため，リスク低減のための安全対策の検討の機会が増加し，発電所員の安全意識の向上に繋がる。また，米国では既に実施されている，オンラインメンテナンスを実施する場合に活用が見込まれている。今後の課題として，出力運転時リスクモニタモデルを現場で活用し，得られた要望等を出力運転時リスクモニタモデルに反映していく必要がある。

参考文献

[1] 杉原 一洋他，日本原子力学会　2017 年春の年会　[3M16]

*Keisuke Takashima[12],Mutsuhiro Nakada[1],Toshihiro Aida[1],Daisuke Suimon[1],Takayuki Negishi[2], Atsuo Ikeda[2],and Junya Masuko[2]

[1]Hokuriku Electric Power Co. , [2]Nuclear Engineering and Services Co.

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

Thu. Sep 6, 2018 10:55 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 1:55 AM - 3:00 AM UTC | Room O D25 -D Building

[2O06-09] PRA Improvement

Chair:Hitoshi Muta(Tokyo City Univ.)

10:55 AM - 11:10 AM JST | 1:55 AM - 2:10 AM UTC

[2O06] Assessment of LOCA Considering the Partial Fracture of Pipes on Level 1 PRA

*Kohei Yoshida[1], Daichi Shiota[1], Yuki Ishiwatari[1], Kyohei Echizen[2] (1. Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., 2. Hitachi Industry & Control Solutions, Ltd.)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[2O07] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

(9) Applicability study of the Source Term PRD to the ADAPT method

*Koichi Nakamura[1], Yoko Yamane[2], Keigo Murata[2] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. Advancesoft Corporation)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[2O08] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment

(10) Consideration of Source term PRD method for a variety of scenarios expected in the SBO scenario

*Yoko Yamane[1], Koichi Nakamura[2], Keigo Murata[1] (1. Advancesoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[2O09] Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment.

(11)Evaluation of cesium re-evaporation amount depending on dispersion state of molten debris in containment vessel.

*KEIGO MURATA[1], Koichi Nakamura[2], Yoko Yamane[1] (1. AdvanceSoft Corporation, 2. Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

レベル 1 PRA における部分破断を考慮した配管毎 LOCA の評価

Assessment of LOCA Considering the Partial Fracture of Pipes on Level 1 PRA

*吉田 昂平[1]，塩田 大地[1]，石渡 祐樹[1]，越善 匡平[2]

[1]日立 GE ニュークリア・エナジー（株），[2]（株）日立産業制御ソリューションズ

ABWR を対象とし，格納容器内外 LOCA の部分破断を考慮したレベル 1 PRA を実施した。本稿では，部分破断考慮の有無による炉心損傷頻度やリスク特性への影響を報告する。

キーワード：ABWR, PCV 内 LOCA, PCV 外 LOCA, 内的事象レベル 1 PRA, 内部溢水 PRA

1. 緒言

PRA において LOCA を起因事象として扱う際, 圧力容器に接続する格納容器（PCV）内外の配管を特定し，注水系への影響や成功基準の類似性からグループ化する。配管の完全破断（ギロチン破断）のみを考慮する従来の簡易手法に対して，配管に亀裂が入るなどの部分破断も考慮する詳細手法がある。UK ABWR 標準設計 PRA[1]を例に，PCV 内外 LOCA の部分破断考慮による炉心損傷頻度（CDF）への影響を調べた。

2. 評価手法

完全破断のみ考慮した従来の LOCA グループ[1]に加え，部分破断を想定した中・小 LOCA を新たに定義した。PCV 内 LOCA では, 大中小 LOCA 一般頻度[2]を配管長さで重みづけるため, 簡易／詳細手法間で LOCA 頻度の総和は保存される。PCV 外 LOCA では，部分破断も含んだ破断頻度[3]を完全破断の頻度として従来から用いていたため，LOCA 頻度の総和は保存される。本評価において，部分破断グループの中で，従来は大 LOCA のみを考慮していた配管の中 LOCA 相当部分破断では，当該配管を用いる注水系の機能喪失を仮定した。PCV 内 LOCA は内的事象 PRA モデルを，PCV 外 LOCA は内部溢水 PRA モデルをそれぞれ用いて評価した。

3. 評価結果

表 1 CDF(/年)の評価結果

	部分破断考慮	部分破断未考慮
PCV 内 LOCA	3.4E-09	2.3E-09
PCV 外 LOCA	2.7E-08	2.2E-08

CDF の評価結果を表 1 に示す。PCV 内 LOCA は約 50%, PCV 外 LOCA は約 20%, それぞれ CDF が増加した。PCV 内 LOCA では，従来は大 LOCA のみを考慮していた配管の中 LOCA 相当部分破断の寄与が大きい。注水系に影響する中 LOCA（比較的高い条件付き炉心損傷確率）の頻度が LOCA 頻度の総和に占める割合が増加したことによる。PCV 外 LOCA では，従来は大または中 LOCA のみを考慮していた配管の小 LOCA 相当部分破断が CDF 増加に寄与した。大・中 LOCA 時に期待できる PCV 隔離弁閉信号の一部が全ての小 LOCA 範囲で期待できないと保守的に仮定したこと, 及び溢水や蒸気による影響範囲が大中小 LOCA で等しいと保守的に仮定したことに留意が必要である。なお, 全 CDF に対する寄与は PCV 内外 LOCA いずれも 2%程度であり，本評価による全 CDF の変化は 1%程度である。

4. 結論

PCV 内外 LOCA の部分破断を考慮したレベル 1 PRA を実施した。部分破断の考慮で CDF は増加するが, 全 CDF に対する影響は十分小さい。しかし，さらにモデルの保守性を排除した上で部分破断を考慮することは，配管ごとのリスク重要度を比較するなどの特別な目的（リスク情報活用等）には有益である。

参考文献

[1] Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., Generic PCSR Chapter 25: Probabilistic Safety Assessment, Rev.C, 2017.

[2] U.S.NRC, Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants, NUREG/CR-6928, February 2007.

[3] EPRI, Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding Probabilistic Risk Assessments, Rev.3, 3002000079, 2013.

*Kohei Yoshida[1], Daichi Shiota[1], Yuki Ishiwatari[1], Kyohei Echizen[2]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]Hitachi Industry & Control Solutions, Ltd.

先進的レベル 2PRA 評価手法の開発
－(9) ソースターム PRD のダイナミック PRA 手法 ADAPT への適用性の検討－

Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment
- (9) Applicability study of the Source Term PRD to the ADAPT method -

*中村 康一[1]，山根 陽子[2]，村田 景悟[2]
([1]電力中央研究所, [2]アドバンスソフト株式会社)

本研究では、これまでダイナミック PRA に適用可能な事故時の環境へのセシウム放出量を解析する手法として、ソースタームPRDの開発を進めてきた。本報では、ソースタームPRDと事故進展解析コードとの熱水力挙動に関するインターフェイスを構築し、ダイナミック PRA 評価手法の一つである ADAPT への適用性の検討結果について報告する。

キーワード：レベル 2PRA，ダイナミック PRA，PRD 手法，ソースターム

1. 緒言 先進的レベル 2PRA 評価手法として，環境への放射性物質(FP)の放出に至る事故シナリオのリスクを網羅的に評価できダイナミック PRA（DPRA）手法の開発を進めている。その一環として、事故時の環境へのソースターム量を簡易的に評価できるソースターム PRD（Phenomenological Relationship Diagram)の開発を進めてきた。本報では、事故進展に伴うプラントの状態遷移確率の評価手法として ADAPT（Analysis of Dynamic Accident Progress Trees）手法[1]のソースターム評価を対象とした DPRA への適用性の検討結果について報告する。

2. 評価手法 DPRA ではプラントの状態遷移に伴う確率変化を考慮し、莫大な数の事故進展解析を実施することでリスク評価を行う。ADAPT では、プラント内で発生する様々な状態遷移（例えば原子炉容器（RPV）破損等）に関して変化する状態を離散化して取り扱う。これによりモンテカルロ法等を用いた莫大な事故進展解析の繰り返し実施を回避することができ、SA 時の複雑現象を考慮した DPRA に適しているものと考えられる。

3 試解析の実施

3.1 対象事故シナリオ

BWR プラントの全交流電源喪失を起因とする事故シナリオを対象として ADAPT 手法と MELCOR2.1 コードを組み合わせた試評価を実施した。本シナリオでは、RPV が高圧状態で炉心損傷に至り、その後冷却系の減圧操作が行われない場合は、高圧状態で RPV 下部破損や温度誘因 LOCA などが発生する。環境への FP 放出量は、このような各イベントの発生の有無、発生時間、順番等に応じて大きく変化する。さらに各イベントの発生確率はプラント状態（一次系温度、圧力等）に応じて時間変化する。

3.2 試評価結果

試評価の結果として、格納容器直接加熱（DCH）又は格納容器（CV）過圧破損による CV 破損回数の時間分布を図 1 に示す。一次系減圧の成功の有無等による DCH の発生や CV 熱水力状態に応じた CV 過圧破損の発生頻度の時間変化を表現する結果が得られ、ADAPT 手法の SA 時のプラント状態遷移確率の評価への適用性を確認した。

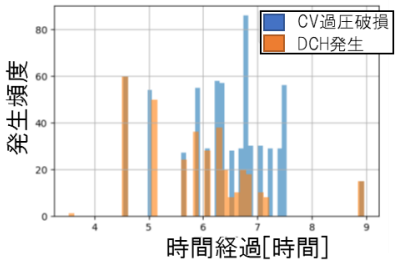


図 1 ADAPT 試評価結果（DCH 及び CV 過圧の発生頻度の時間推移）

3. 結言 ADAPT 手法と MELCOR2.1 コードを組み合わせた SA 時のプラント状態の遷移確率の試評価を行い、ADAPT 手法のソースターム評価を対象とした DPRA への適用性を確認した。今後はソースターム PRD と ADAPT を組み合わせた評価について検討を進めていく。

参考文献

[1]A.Hakobyan,et.al., “Dynamic generation of accident progression event trees”, Nuclear Engineering and Design 238 (2008), pp.3457-3467 (No.22)

*Koichi Nakamura[1], Yoko Yamane[2], Keigo Murata[2]
[1]CRIEPI, [2]Advancesoft

先進的レベル 2PRA 評価手法の開発
ー(10) SBO シナリオで想定される複数の事故シナリオ毎のソースターム PRD の開発ー

Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment
- (10) Consideration of Source term PRD method for a variety of scenarios expected in the SBO scenario -

*山根 陽子[1], 中村 康一[2], 村田 景悟[1]
([1]アドバンスソフト株式会社, [2]電力中央研究所)

動的 PRA の実施に向けて、ソースターム PRD の開発を進めている。前報までのソースターム PRD は、SBO シナリオの AM 策なしのシナリオを想定して開発を進めてきたが、今回は、動的 PRA の試評価として、SBO シナリオで想定される複数の事故シナリオを評価できるソースターム PRD を開発し、定量化を行った。

キーワード：レベル 2PRA 、ソースターム評価、ソースターム PRD

1. 緒言

先進的なレベル 2PRA 評価手法として、ソースターム評価上のリスクとなりうる事故シナリオを網羅的に評価することが出来る動的 PRA によるソースターム評価手法の確立を進めている[1]。動的 PRA 実施に向けて、様々な事故シナリオに対応するソースターム PRD が必要となる。前報ではシナリオを固定していたが、本報では、SBO シナリオで想定される、減圧操作、一次系過温破損（蒸気発生器伝熱管破損事故(SGTR)、温度誘因 LOCA(TILOCA)）、格納容器直接加熱(DCH)、スプレイの 4 つのイベントの有無を考慮した、複数のシナリオに対応できるソースターム PRD を開発した。

	RV内低圧	RV内高圧
CV破損なし	A	
CV破損あり	B	C

B	
バイパスなし	B1
バイパスあり	B2

図 1 シナリオのグループ化

2. 各シナリオに対応するソースターム PRD の開発

2-1. シナリオのグループ化

全シナリオに対して個別のソースターム PRD を作成することは膨大な時間を要する。本報では、炉内から環境までの FP エアロゾル移行挙動に着目して、シナリオをグループ化した。SBO シナリオで想定されるシナリオを、図 1 に示した基準によりグループ化し、A, B1, B2, C の 4 グループに分類した。B1 グループは減圧操作や TILCOCA のシナリオ、C グループは、RV 下部ヘッド破損や DCH シナリオ、B2 グループは SGTR シナリオを含む。

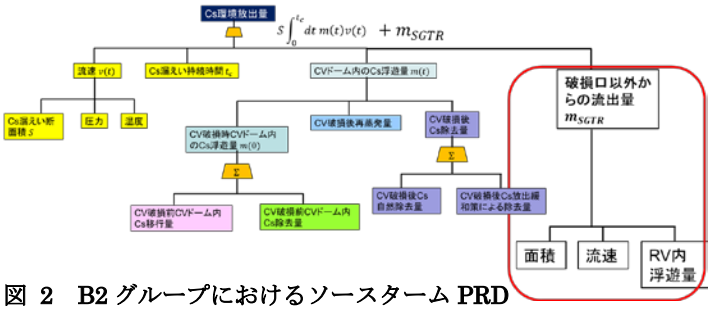


図 2 B2 グループにおけるソースターム PRD

2-2. グループ毎のソースターム PRD

各グループに対応するソースターム PRD をそれぞれ作成した。これは、以前の発表[1]のソースターム PRD の展開図を元に、追加や修正を加えることで作成した。例として、B2 グループのソースターム PRD を図 2 に示した。これは、以前のソースターム PRD に、SGTR による RV から環境への移行量を追加（図中の赤枠部分）したものである。同一のグループでは同じ展開図を用いて、入力データにシナリオに応じたデータを与えることによって、各シナリオにおける Cs 環境放出量の評価が可能である。これらのソースターム PRD を用いて、SBO シナリオで想定される複数の事故シナリオにおける Cs 環境放出量の評価が可能であることを試評価により確認した。

3. 結言

様々なシナリオをグループ化し、グループ毎のソースターム PRD を開発し、Cs 環境放出量の定量化を行った。

参考文献

[1]2018 年 春の年会、中村他 2K10～2K13

* Yoko Yamane[1], Koichi Nakamura[2], Keigo Murata[1]
[1]Advancesoft, [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

先進的レベル 2PRA 評価手法の開発
（11）格納容器内の溶融デブリの分散状態に応じたセシウム再蒸発量の評価

Development of the evaluation method for the advanced level 2 probabilistic risk assessment
(11) Evaluation of cesium re-evaporation amount depending on dispersion state of molten debris in containment vessel

*村田 景悟[1]，中村 康一[2]，山根 陽子[1]
[1]アドバンスソフト株式会社，[2]電力中央研究所

加圧水型軽水炉（PWR）において外部電源喪失（SBO）事象のように、炉心損傷後に 1 次冷却系が高圧状態で原子炉容器(RV)が破損する場合、溶融デブリが格納容器（CV）内の各部に飛散する。このような CV 内のデブリの飛散状態は CV 各部の壁面に沈着したセシウム（Cs）の再蒸発量に影響を与えると考えられる。本研究では、CV 各部のデブリの飛散状態に応じた Cs の再蒸発挙動を評価した。

キーワード：レベル 2PRA，格納容器直接加熱（DCH），シビアアクシデント，再蒸発，デブリ飛散

1. 緒言

シビアアクシデント（SA）により炉心損傷に至り、CV 各部に放出した Cs は、床面や壁面の他、計装管表面など様々な個所に分布することが考えられる。このような Cs の位置的分布は、デブリの再加熱による Cs の再蒸発に影響する。前回発表[1]では、RV が低圧状態で破損し、溶融デブリが原子炉キャビティに全量落下した場合の原子炉キャビティにおける Cs 再蒸発挙動を MAAP による解析及び原子炉キャビティ内の溶融デブリと Cs の熱バランスを簡略的に計算することにより試評価した。評価の結果、Cs の位置的分布が Cs 再蒸発量に影響を与えることを明らかにした。本研究では、RV が高圧状態で破損するシナリオにおいて、CV 各部へ飛散したデブリと Cs の熱バランスから前回と同様の手法で Cs 再蒸発挙動を評価した。

2. デブリ飛散による Cs 再蒸発影響の評価

2-1. CV 各部の溶融デブリ量と Cs 存在量

RV が高圧状態で破損するシナリオを想定して、MAAP による解析を行い、CV 各部のデブリ量と Cs 存在量を計算した。RV 破損直後に溶融デブリは CV キャビティと CV 下部区画に飛散した。デブリ飛散が発生する SBO シナリオでは、RV が低圧状態で破損に至る LOCA シナリオと比べて、CV 各部に移行する Cs 質量が減少した。この原因は、SBO シナリオでは、炉心損傷直後に RV 内で冷却水が蒸発し、炉心から放出した Cs が RV 内に大量に沈着し、残留したためであった。

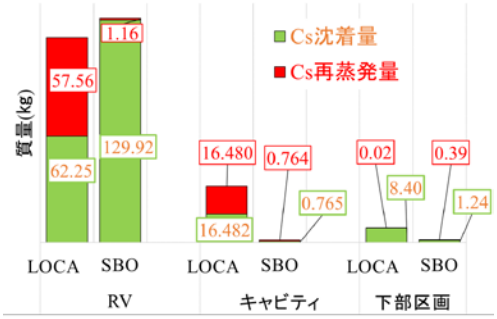


図1 RVとCV各区画におけるCs沈着量と再蒸発量

2-2. CV 各部の再蒸発挙動の評価

上記のシナリオにおいて、CV 各部における Cs 再蒸発量を溶融デブリと Cs の熱バランスを考慮した手法を用いて定量化した。図 1 に RV、CV キャビティ、CV 下部区画における Cs 沈着量と Cs 再蒸発量を示す。

3. 結言

RV が高圧状態で破損し、デブリ飛散が発生するシナリオにおいて、CV 各部へ飛散したデブリと Cs の熱バランスを簡略的に計算することにより、Cs 再蒸発量の試評価を行った。

参考文献

[1] 2018 年原子力学会春の年会　村田　2K12

*Keigo Murata[1], Koichi Nakamura[2] and Yoko Yamane[1]
[1]AdvanceSoft Co., [2]Central Research Institute of Electric Power Industry

General Meeting

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room O D25 - D Building

[2O_GM] 「海外情報連絡会」第59回全体会議

[2O_GM] General Meeting

General Meeting

[2O_GM]「海外情報連絡会」第59回全体会議

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room O (D25 -D Building)

[2O_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：International Nuclear Information Network

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room O D25 -D Building

[2O_PL] Nuclear Energy in Poland

Chair:Yukio Tachibana(JAEA)

[2O_PL01] Nuclear Energy in Poland

*Kazuhiko Kunitomi[1] (1. JAEA)

2018年秋の大会

海外情報連絡会セッション

ポーランドにおける原子力の動向

Nuclear Energy in Poland

國富　一彦
（国研）日本原子力研究開発機構

1. はじめに

ポーランドにおける 2018 年 1 月 29 日付報道によると、Tchorzewski エネルギー相が、2050 年を見据えたエネルギー需給の見通しについて、石炭火力の比率を現在の 8 割から 5 割に低減することに改めて言及しており、原子力発電所の新設が検討されている。また、ポーランド政府は、高温ガス炉の導入についても検討しており、研究炉と商用炉の建設が計画されている。

2. ポーランドにおける原子力の動向

2-1. ポーランドの概要

面積 : 31 万 2 千 km^2（EU28 か国内 6 番目、日本の約 4/5）、人口 : 約 3,842 万人（2017 年 : EU 内 6 番目）、GDP : 約 4,693 億米ドル（2016 年，IMF）（EU 内 8 番目、日本の約 1/10）。堅調な個人消費と EU 資金により、安定した経済成長を達成している。

2-2. ポーランドのエネルギー事情

１次エネルギー供給の 5 割以上、電力供給の 8 割以上を石炭に依存しており、石炭火力の老朽化、地球温暖化ガス排出の問題等から、石炭依存度を下げることが喫緊の課題となっている。CO_2 ガスの放出量に応じて課税される炭素税に関しては、EU 内で炭素税の大幅増加の議論がなされており、これが決まると、発電のみならず、その他の産業にも大きな影響がある。石炭火力のリプレイスとしては原子力と再生可能エネルギーが候補である。

2-3. ポーランドにおける高温ガス炉開発

原子力としては、軽水炉（発電）、並びに、高温ガス炉（熱利用と発電のコジェネレーション）の導入を検討中である。ポーランドエネルギー省は、高温ガス炉の導入に向けた諮問委員会（HTR 委員会）を 2016 年 7 年に設置し、2018 年 1 月には HTR 委員会の報告書が公開されている。

同報告書に示されている、高温ガス炉導入の意義は、①天然ガス輸入依存から脱却、②石炭火力による CO_2 排出の削減、③競争可能なコストでの国内産業への熱供給、④高温ガス炉輸出の高い可能性、であり、熱出力 10MW の研究炉と熱出力 165MW の商用炉（熱利用炉）の建設が計画されている。それぞれ、2020 年代、2030 年代の完成を目指している。

2-4. 日本とポーランドの高温ガス炉開発協力

2017 年 5 月 18 日、日・ポーランドの外相会談において「2017 年から 2020 年までの日本国政府とポーランド共和国政府との間の戦略的パートナーシップの実施のための行動計画」に署名。経済・科学・技術協力において、日本原子力研究開発機構（JAEA）とポーランド国立原子力研究センター（NCBJ）との間における高温ガス冷却炉技術の研究開発に向けた協力を奨励することが明記されている。

2-5. 原子力機構におけるポーランドとの高温ガス炉開発協力

ポーランドにおける高温ガス炉（研究炉、商用炉）開発を支援するとともに、高温ガス炉に関する燃料・材料のシミュレーション技術等を共同開発することを目的として、JAEA と NCBJ は、2017 年 5 月 18 日に、研究協力覚書を締結した。また、具体的な研究協力を開始するため、実施取決めを締結予定である。

Kazuhiko Kunitomi
Japan Atomic Energy Agency

Oral presentation | IV. Nuclear Plant Technologies：403-1 Risk Assessment Technology, Application of Risk Information

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 3:20 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 6:20 AM UTC | Room O D25 -D Building

[2O10-11] PRA Application

Chair:Hiroshi Ujita(AdvanceSoft)

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

[2O10] Application of human reliability analysis methods to fuel cycle facilities

*Makoto Takizawa[1], Kenji Mori[1], Kazuki Yamate[1], Kazuo Kubota[1] (1. Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

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

[2O11] Accident Model STAMP for Risk Management of Nuclear Power Station Against External Natural Events

Part 1: STAMP Model for External Events

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1], Akira Omoto[2,1] (1. Tokyo City University, 2. Tokyo Institute of Technology)

3:15 PM - 3:20 PM JST | 6:15 AM - 6:20 AM UTC

Time reserved for Chair

人間信頼性解析手法の核燃料サイクル施設への適用について

Application of human reliability analysis methods to fuel cycle facilities

*瀧澤　真[1]，森　憲治[1]，山手　一記[1]，久保田　和雄[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

混合酸化物（MOX）燃料加工施設のリスク評価における人間信頼性解析（HRA）手法の留意点等を抽出するために検討用火災シナリオを設定し、EPRI 法及びスコーピング法による試解析を実施した。

キーワード：リスク評価，MOX 燃料加工施設，重大事故，人間信頼性解析（HRA），火災

1. 緒言　MOX 燃料加工施設の重大事故対策は、実用発電用原子炉に比べ、現場の人的対応が多いため、認知の過誤による人的過誤確率（HEP）への寄与が大きくなると考えられる。このため、リスク評価においては、このような特徴を考慮した HRA が求められる。

認知に関する HEP の詳細評価が可能な HRA 手法として、米国原子力規制委員会（NRC）及び米国電力研究所（EPRI）が実用発電用原子炉向けに開発し、適用実績のある EPRI 法がある[1]。この EPRI 法は、認知に関する 2 つの評価手法（CBDT 法及び HCR/ORE 法）及び操作に関する THERP 手法から構成される。また、火災事象に特化した手法として、NRC 及び EPRI により開発された簡易的な HRA 手法であるスコーピング法[1] がある。このスコーピング法は EPRI 法に比べ、保守的な HEP となる傾向を有しているとされる[1]。

ここでは、MOX 燃料加工施設の重大事故の一つである火災を対象に、EPRI 法及びスコーピング法により試解析を行い、その評価結果及び気付き事項から得られた重大事故対策等に対する HRA 手法の適用上の留意点等を報告する。

2. 試解析の方法　MOX 燃料加工施設の工程の一例として粉末取扱工程を選定し、その工程の特徴を踏まえた 4 つの検討用火災シナリオを設定した。本シナリオは、人的過誤事象（HFE）を含む火災発生から閉じ込め機能の喪失までの一連の事象進展を表したものである。試解析ではこの火災シナリオに含まれる HFE について、EPRI 法及びスコーピング法によって HEP を評価した。

3. 試解析の結果　試解析を行い、検討用火災シナリオへ EPRI 法及びスコーピング法が適用可能であることを確認した。また、各手法による HEP の評価結果を比較・分析した結果、本試解析の条件下において次の点が分かった。

- スコーピング法による HEP は EPRI 法に比べ概ね高くなり、1.で述べた傾向を確認した。特に、煙が存在する等の作業環境が厳しく、かつ、現場作業が複雑である場合には、この傾向がより顕著であることを確認した。これより、スコーピング法ではこのような条件下の HEP を評価する際には、保守的な評価となる可能性があることに留意する必要がある。
- HCR/ORE 法を用いた EPRI 法による HEP は、火災等の兆候の認識後、運転員が即座に対応する状況であり、かつ、余裕時間が極端に短い場合に、保守的なスコーピング法の HEP を上回る結果となった。これより、同法においては、このような条件下では HEP をスコーピング法より大きな値に評価する可能性があることに留意する必要がある。また、火災等の兆候の認識後における運転員の対応に関する情報は、評価結果に対して影響を与えるため、解析条件に適切に反映する必要がある。
- CBDT 法による評価において、本試解析の条件下では現場作業での酸素呼吸器の着用によるコミュニケーションの齟齬が、認知に関する HEP の評価結果に対して支配的な要因となった。これより、現場作業時の装着に関する正確な情報に基づいて評価を行うことに留意する必要がある。

口頭発表においては、HEP に関するこれらの留意点に加え HRA 手法の留意点についても報告する。

謝辞　本試解析に当たり、（株）シー・エス・エー・ジャパンの協力を頂いた。

参考文献

[1] S. Lewis, et.al., Fire Human Reliability Analysis Guidelines - Final Report, NUREG -1921 (2012)

*Makoto TAKIZAWA[1], Kenji MORI[1], Kazuki YAMATE[1] and Kazuo KUBOTA[1]

[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

アクシデントモデル STAMP による
自然外部事象に対する原子力発電所のリスクマネジメントの研究
その１：自然外部事象に対する STAMP モデル

Accident Model STAMP for Risk Management of Nuclear Power Station
Against External Natural Events
(1) Part 1: STAMP Model for External Natural Events

*大鳥 靖樹[1]，牟田 仁[1]，尾本 彰[1,2]
[1]東京都市大学，[2]東京工業大学

本稿では、自然外部事象に対する原子力発電所のリスクマネジメントへの適用を想定した、アクシデントモデル STAMP をベースにした評価モデルについて述べる。

キーワード：STAMP モデル，リスクマネジメント，自然外部事象，原子力発電所、深層防護

1. はじめに

地震・津波等の自然外的事象によって原子力発電所の SSC (Structures, Systems, Components)が複数同時に損傷する可能性があるため、事故時には対象とするプラントに加え、対象とするプラント以外の発電所内施設（隣接プラン、緊急時対策所、資機材の保管場所等）、アクセス道路や、避難道路等の社会インフラが安全確保に影響してくることが危惧される。このようなケースでは、既往の FT(Fault Tree)や ET(Event Tree)等の安全解析手法の適用には限界があり、動的 PRA のように時間依存を考慮できる評価法に加え、組織や人の要因も考慮できる評価モデルを構築することが不可欠である。著者らは、自然外部事象に対する安全解析手法として、アクシデントモデル STAMP（System-Theoretic Accident Model and Process：システム理論に基づくアクシデントモデル）を活用していくことを検討中である。具体的な適用先としては、シビアアクシデントが起こった際の緊急時対応や、住民の避難等に適用していくことを考えている。

2. STAMP をベースとした評価モデル

シビアアクシデントに対する緊急時対応では、設備の性能や事故プラントの状態に加え、影響緩和に要する資機材や人的資源の配分等の情報把握および意思決定を行い、迅速に行動を行っていく必要がある。特に、複数プラント立地のサイトでは情報量および利害関係者が増えるため、情報が交錯し、正確な情報伝達や意思決定が行われない可能性が高くなると考えられる。また、発電所周辺の住民の避難等においても情報伝達が末端まで届かず、避難の遅れ等による健康被害が危惧される。

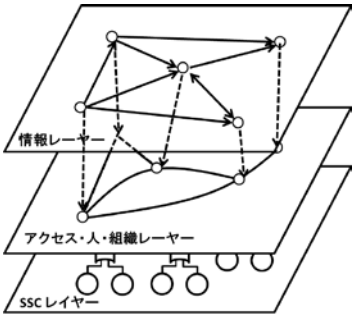


図１：評価モデル

前述のように、原子力発電所の SSC に加え、人や組織、情報伝達等が複雑に絡んでくるケースには、図１に示す情報レイヤー、物理レイヤー（SSCs レイヤー、ヒューマンレイヤー）等の多層のレイヤーで構成された評価モデルが適切である考えている。評価では、各レイヤーのイベント間の相互作用に加え、異なるレイヤー間のイベントの相互作用も考慮することにより、アクセス道路の被災の影響や、情報の把握・伝達や意思決定システムの欠陥等を明らかにすることが期待できる。

参考文献

[1] N. G. Leveson: Engineering a Safer World: System Thinking Applied to Safety (Engineering Systems), The MIT Press, 2012

*Yasuki Ohtori[1], Hitoshi Muta[1] and Akira Omoto[1,2]
[1]Tokyo City University, [2]Tokyo Institute of Technology

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

Thu. Sep 6, 2018 3:20 PM - 4:25 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 6:20 AM - 7:25 AM UTC | Room O D25 -D Building

[2O12-15] Design and Inspection of LWRs

Chair:Chikako Iwaki(TOSHIBA ESS)

3:20 PM - 3:35 PM JST | 6:20 AM - 6:35 AM UTC

[2O12] The AP1000® Plant Startup Test Program

(1) Pre-Fuel Load

*Yukitaka Yamazaki[1], Edward L. Schmiech[2] (1. Westinghouse Electric Japan Ltd., 2. Westinghouse Electric Company LLC.)

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

[2O13] The AP1000® Plant Startup Test Program

(2) Fuel Load

*Yoshitaka Nihira[1], Yukitaka Yamazaki[1], Edward L Schmiech[2] (1. Westinghouse Electric Japan, 2. Westinghouse Electric Company)

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

[2O14] Evaluation of sloshing wave crest impact pressure acting on a fixed roof cylindrical tank

(1)Validation of numerical models and applicability of estimation methods of Slosh-induced impact pressure

*Yukihiro Toyoda[1,2], Yasuki Ootori[2] (1. CRIEPI, 2. Tokyo City Univ.)

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

[2O15] Research on extent of examination in non-destructive inspection based on probabilistic fracture mechanics

*Akihiro Mano[1], Yoshihito Yamaguchi[1], Jinya Katsuyama[1], Yinsheng Li[1] (1. JAEA)

4:20 PM - 4:25 PM JST | 7:20 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

AP1000®の起動試験プログラム
（1）燃料装荷前確認

The **AP1000**® Plant Startup Test Program

(1) Pre-Fuel Load

*山崎　之崇[1]、エドワード・シュミック[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、静的安全概念を採用した PWR であり、事故時、重力や圧縮ガスの圧力、水の蒸発や蒸気の凝縮、水や空気の密度差に伴う自然循環力などを利用して、72 時間まで交流電源、および運転員の操作なしに原子炉を安全な停止状態へと収束可能なプラントである。AP1000 初号機は中国三門、海陽サイトにてほぼ完成している。本稿では、AP1000 初号機における燃料装荷に向け実施した確認項目を報告する。

キーワード： 加圧水型原子炉, AP1000, 起動試験

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た第 3 世代＋の加圧水型原子炉である。DBA に対して、交流電源、および運転員操作がなくても 72 時間、安全停止を維持できるといった特徴を有している。AP1000 は中国浙江省三門サイトおよび山東省海陽サイトにてそれぞれ 2009 年に初めの 1 基目の建設が開始され、直後にそれぞれのサイトで 2 基目の建設が開始された。図 1 の三門サイトにおける 1 号機は、世界初の静的安全概念を採用した AP1000 の初号機として、燃料装荷前の確認試験が完了した。

Photo: © Sanmen Nuclear Power Company, Ltd. All rights reserved.

図 1　中国三門サイト

2. 燃料装荷前確認

燃料装荷に先立ち、図 2 に示す試験プログラムに従い、機器、システムの性能確認が実施された。AP1000 の特徴である静的安全システムについては次の項目を実施した。

- ✓ 一次冷却材ポンプ(RCP)コーストダウン試験
- ✓ 自動減圧系(ADS)試験
- ✓ 静的残留熱除去熱交換器(PRHR-Hx)性能試験
- ✓ 炉心補給水タンク(CMT)試験

以下は初号機(FOAK)のみに対して実施される特別な試験項目である。

- ✓ 格納容器内燃料取替用水タンク(IRWST)水加温試験
- ✓ 加圧器サージライン層化評価
- ✓ 原子圧力容器炉内構造物振動試験

また、始めの 3 基目までに対しては、次の試験項目を実施する。

- ✓ CMT 高温時自然循環試験、重力注水試験
- ✓ ADS ブローダウン試験

3. まとめ

AP1000 初号機である三門 1 号機は技術的、安全性上必要なすべての機能試験が完了し、中国の規制局の審査が 2017 年に完了した。また 2018 年 4 月には燃料装荷が許可された。

*Yukitaka Yamazaki[1], Edward L. Schmiech[2]

[1]Westinghouse Electric Japan Ltd., [2] Westinghouse Electric Company LLC.

AP1000®の起動試験プログラム
（2）燃料装荷

The **AP1000**® Plant Startup Test Program

(2) Fuel Load

*仁平　佳孝[1]、山崎　之崇[1]、エドワード・シュミック[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、静的安全概念を採用した PWR であり、事故時、重力や圧縮ガスの圧力、水の蒸発や蒸気の凝縮、水や空気の密度差に伴う自然循環力などを利用して、72 時間まで交流電源、および運転員の操作なしに原子炉を安全な停止状態へと収束可能なプラントである。AP1000 初号機は中国三門、海陽サイトにてほぼ完成している。本稿では、AP1000 初号機における燃料装荷での確認内容を報告する。

キーワード： 加圧水型原子炉, AP1000, 起動試験

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た第３世代＋の加圧水型原子炉である。DBA に対して、交流電源、および運転員操作がなくても 72 時間、安全停止を維持できるといった特徴を有している。AP1000 初号機である三門 1 号機は技術的、安全性上必要なすべての機能試験が完了し、中国の規制局の審査が 2017 年に完了した。また 2018 年 4 月には燃料装荷が許可された。

2. 燃料装荷

AP1000 初号機である三門 1 号機の燃料の初装荷は 2018 年 4 月 25 日に開始され、4 月 29 日には全 157 体の燃料集合体の装荷が完了した。以下の項目を確認の上、燃料装荷が実施された。

- 放射線モニタの配置の確認と有効性
- 原子炉計装系(NIS)と安全保護監視系(PMS)の稼働
- 格納容器の健全性
- 一次冷却系(RCS)の水質、水位、ホウ素濃度
- 承認シーケンスに従った燃料集合体の据え付け
- 認可された上級原子炉運転員(SRO)による監督

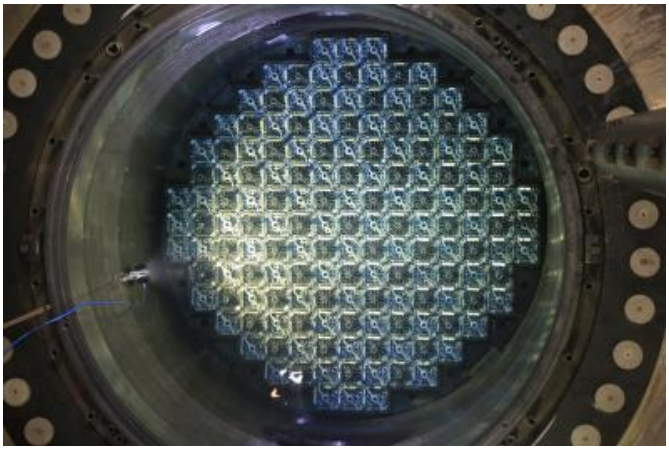


Photo: © Sanmen Nuclear Power Company, Ltd. All rights reserved.

図 1　燃料集合体の装荷（三門 1 号機）

三門 1 号機の燃料装荷完了後は、次の項目の確認が無事に完了した。

- 圧力容器(RV)内上部構造物の設置
- 全制御棒のラッチ確認
- 炉内計装系の接続
- RV 上蓋設置
- 一次冷却系のベント
- 炉内核計装の機能確認
- 冷温時制御棒ドロップ試験
- 一次冷却材ポンプ(RCP)の 50%速度運転と加圧器からのベント
- 原子炉温度上昇（～177℃）
- 通常運転時温度・圧力までの一次系の加熱

3. 今後のステップ

AP1000 初号機である三門 1 号機は、燃料装荷に続き、初臨界、初併入、出力上昇試験を経て、全出力状態での試験を実施してゆく。

* Yoshitaka Nihira[1], Yukitaka Yamazaki[1], Edward L. Schmiech[2]

[1]Westinghouse Electric Japan Ltd., [2] Westinghouse Electric Company LLC.

固定屋根付き円筒タンクのスロッシング波頭衝撃圧評価
(1)数値解析モデルと既往波頭衝撃圧評価式の適用性検証

Evaluation of Sloshing Wave Crest Impact Pressure Acting on a Fixed-roof cylindrical Tank

(1) Validation of Numerical Models and Applicability of Estimation Methods of Slosh-induced Impact Pressure

*豊田 幸宏[1,2]，大鳥 靖樹[2]

[1]電中研，[2]東京都市大

本報は、既往実験を対象に、数値流体解析コード OpenFOAM を用いてスロッシング解析を行い、再現性を検証するとともに、実験及び解析結果に基づき、既往の衝撃圧評価式の適用性を把握したものである。

キーワード：波頭衝撃圧，非線形スロッシング，数値流体解析，固定屋根付き円筒タンク

1. はじめに　原子力発電所の耐震設計における基準地震動レベルの増大に伴い、より現実的な応答評価が求められている。このため、本研究では、円筒タンク内容水の非線形スロッシング解析等を実施した。

2. 既往実験のシミュレーション解析

2-1. 解析対象　防災科学研究所の実大三次元震動破壊実験施設にて実施された天板付き円筒タンク（高さ 3.0m、内径 3.0m）の加振実験（入力；正弦 1 波／観測地震波（新潟県中越沖地震時の地表面加速度波）、水位；2.3m）を対象とした[1,2]。実験では、天板及び側胴部における圧力や内容水の水位等が計測された。

2-2. 解析方法　格子数 40 万からなる解析モデルを用いて、計測された振動台加速度波形 3 成分を同時入力させた 3 次元時刻歴応答解析を実施し、内容水の衝突に伴い天板に作用する圧力等を求めた。

2-3. 解析結果　**図 1** に天板ならびに側胴部での圧力時系列の例を示す。本解析は、天板への内容水衝突時に発生するピーク立ち上がりや負圧発生、側胴部に作用する圧力時系列に係る実験結果を概ね再現した。

3. 既往のスロッシング波頭衝撃圧評価式の適用性　**図 2** にスロッシング波頭衝突速度と圧力の関係を示す。同図における速度については、水位時系列における衝突 1 波目に着目し、波頭が天板に接触する直前における水位の平均勾配（経過時間に対する水位変化の比）から算出したものである。既往評価式から求まる圧力値が今回対象とした実験及び解析結果に比べて大きい傾向のあることが認められる。

4. まとめ　本解析モデルがスロッシング波頭衝撃圧評価に適用可能である見通しを得るとともに、既往の波頭衝撃圧評価式の適用性を把握した。

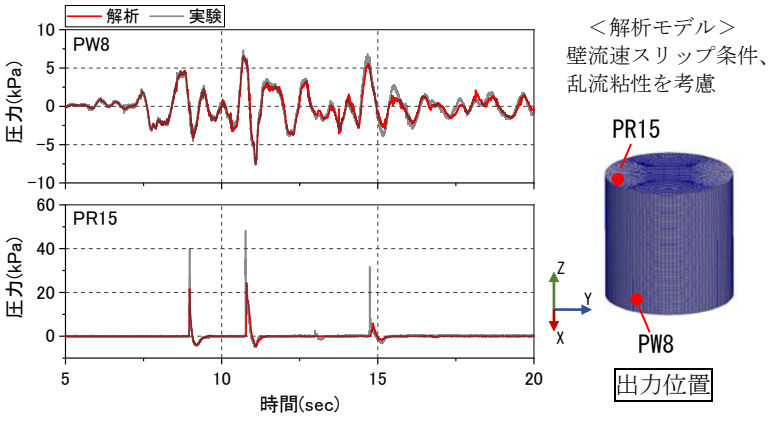


図 1　圧力時系列（観測地震波入力の場合）

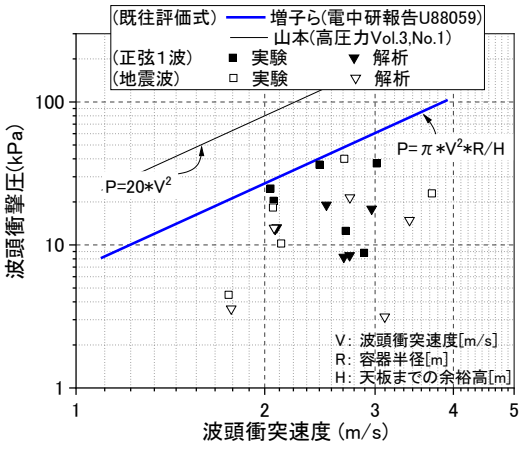


図 2　波頭衝撃圧と衝突速度の関係

参考文献 [1]豊田ら：電中研報告 N10003（2010 年 9 月）、[2]村上ら：電中研報告 N12011（2012 年 12 月）

*Yukihiro Toyoda[1,2] and Yasuki Ohtori[2]

[1]CRIEPI, [2]Tokyo City Univ.

確率論的破壊力学に基づく非破壊検査における試験程度の検討

Research on extent of examination in non-destructive inspection based on probabilistic fracture mechanics

*真野 晃宏[1]，山口義仁[1]，勝山仁哉[1]，李銀生[1]

[1]原子力機構

リスク情報を活用した供用期間中検査（RI-ISI）について、米国で開発された定量的手法では、配管に対して評価した漏えい頻度と産業界の経験に基づき設定された目標漏えい頻度から非破壊検査計画における試験程度が決定される。漏えい頻度の評価において亀裂の検出確率（POD）は重要な影響因子であるが、現行の評価に用いられるパーデューモデルでは、寸法によらず一定の確率で亀裂が検出されると想定して評価が行われる。本稿では、より合理的な検査計画に資するため、確率論的破壊力学（PFM）解析を活用し、亀裂寸法依存性を考慮した POD モデルの使用が試験程度に及ぼす影響を確認した。

キーワード：確率論的破壊力学，リスク情報を活用した供用期間中検査，亀裂検出確率

1. 緒言 米国で開発された RI-ISI の定量的手法では、パーデューモデルと呼ばれる統計的手法により評価された溶接線を含む配管セグメントの検査後の漏えい頻度に基づき試験程度が決定される[1]。この手法では、非破壊検査の影響が考慮されるものの、POD は亀裂寸法によらず一定と想定される。より現実的な評価のためには、亀裂寸法の影響を考慮する等、非破壊検査の実力の POD への反映が不可欠である。本稿では、PFM 解析を活用し図 1 に示す亀裂寸法依存性を考慮した POD 曲線[2]を用いて評価した溶接線の漏えい確率から配管セグメントの漏えい頻度を求める手法を提案し、試験程度への影響を確認した。

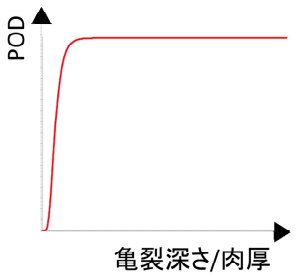


図 1 POD 曲線

2. 漏えい頻度の計算手法 時間 t までのセグメントの累積漏えい確率 $L(t)$ は、セグメントに含まれる溶接線数を N とし、溶接線 w に対して亀裂が検出される確率 $r_w(t)$ 及び漏えい確率 $l_w(t)$ を用いて、(1)式で表せる。すなわち、$L(t)$は、セグメントのいずれかの溶接線で亀裂が検出されるもしくは漏えいする確率（1 つ目の大括弧）と、いずれかの溶接線で亀裂が検出される確率（2 つ目の大括弧）の差として計算され、$r_w(t)$ 及び $l_w(t)$は PFM 解析により求められる。この PFM 解析において、図 1 の POD の亀裂寸法依存性を考慮する。得られる $L(t)$ の増加量を経過時間で割ることにより、セグメントの漏えい頻度が得られる。

$$L(t)=\left[1-\prod_{w=1}^{N}[1-\{l_w(t)+r_w(t)\}]\right]-\sum_{t=0}^{t}\left[\prod_{w=1}^{N}[1-\{l_w(t)+r_w(t-\Delta t)\}]-\prod_{w=1}^{N}[1-\{l_w(t)+r_w(t)\}]\right] \quad \text{(1)式}$$

3. 漏えい頻度の比較 提案した手法で検査後 10 年間の配管セグメントの漏えい頻度と試験程度の関係を評価した結果を、パーデューモデルによる結果と併せて、図 2 に示す。非破壊検査における POD の亀裂寸法依存性を考慮することにより、小さな亀裂が検出されにくくなったため、漏えい頻度が高く、試験程度が高く評価された。

4. 結論 本提案手法を活用することで、RI-ISI においてより合理的に試験程度が評価可能となると期待される。

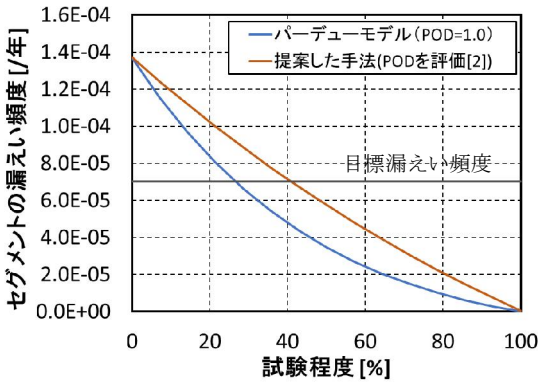


図 2 漏えい頻度の比較

参考文献 [1] WCAP-14572 Revision 1-NP-A.1999. [2] NUREG/CR-6986, 2009.

*Akihiro Mano[1], Yoshihito Yamaguchi[1], Jinya Katsuyama[1] and Yinsheng Li[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 6, 2018 4:25 PM - 5:45 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:25 AM - 8:45 AM UTC | Room O D25 -D Building

[2O16-20] Design and Demand of Advanced Reactor

Chair:Yoshihisa Nishi(CRIEPI)

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

[2O16] Potential of SMR in various power markets

*Takanori TANAKA[1] (1. Radioactive Waste Management Funding and Research Center)

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

[2O17] Fragility Evaluation of the Reactor Vessel of Fast Reactor using Inelastic Analysis

*Masatoshi Kameyama[1], Takayuki Miyagawa[1], Shigenobu Kubo[2], Tetsuji Suzuno[3], Tsuyoshi Fukasawa[3] (1. JAPC, 2. JAEA, 3. MFBR)

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

[2O18] A Conceptual Design Study on Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor with Enhanced Anti-seismic Capability

(1) A Study on Reactor Vessel and Internal Structures

*masato uchita[1], Takayuki Miyagawa[1], Masao Eto[2], Suzuno Tetsuji[2], Sigenobu Kubo[3], Yoshitaka Chikazawa[3] (1. Japan Atomic Power Company , 2. Mitsubishi FBR Systems Inc., 3. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2O19] A Conceptual Design Study on Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor with Enhanced Anti-seismic Capability

(2)A Study on Safety Design Concept

*Shigenobu Kubo[1], Koichi Higurashi[3], Takayuki Miyagawa[2] (1. JAEA, 2. JAPC, 3. MFBR)

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

[2O20] A Conceptual Design Study on Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor with Enhanced Anti-seismic Capability

(3) Steady State Thermal Hydraulic Analyses in Reactor Vessel

*Ichiyo Matoba[1], Junji Endo[1], Osamu Watanabe[1], Yoshitaka Chikazawa[2], Shigenobu Kubo[2], Hiroyuki Ohshima[2], Masato Uchita[3] (1. Mitsubishi FBR Systems Inc., 2. Japan Atomic Energy Agency, 3. Japan Atomic Power Company)

5:40 PM - 5:45 PM JST | 8:40 AM - 8:45 AM UTC

Time reserved for Chair

電力市場環境の変化と SMR の普及可能性

Potential of SMR in various power markets

*田中 隆則
原子力環境整備促進・資金管理センター

SMR（Small Modular Reactor）は、脱炭素社会のニーズ、スマートグリッドやデジタルグリッドの進展、より高い安全性（より低い放射性物質拡散リスク）を求める社会的要求との親和性、などの観点から、国際的に関心が高まっている。このため、大型炉と比較しつつ、様々な電力市場環境の下で、SMR の普及がどのように進むか、その見通しを検討する。

キーワード：小型モジュール炉，炉型戦略

1. SMR の特性と課題

SMR は、従来の大型炉の新規建設が大幅なコスト増や建設期間の長期化など、投資リスクの増大に直面する中、炉構造の小型モジュール化により、工場生産方式を実現し、安全性の向上を図りながら、投資リスクを低減すると期待されている。また、小規模グリッドへの設置により途上国や遠隔地等での電力供給に貢献することも期待されている。

一方、SMR は、スケールメリットによるコスト低減と逆方向にあることから、経済性は大型炉より劣ると思われる。規制対応に多くのリソースを求められるとの懸念もある。

2. 電力市場環境の変化

これまで多くの国において、電力の供給責任を負った組織が規制制度の下で独占的に発電・送電・給電を担ってきた。しかし、近年、電気料金の低減、需要家の電力選択ニーズに多様な選択肢で応える体制を作る等の観点から、電力市場の自由化が進められてきている。

既設の原子力発電施設においても、電力市場の自由化に伴い撤退を余儀なくされるケースが出てきているなど、電力市場の状況によって、事業の成立性が大きく変わる状況となってきている。SMR の成立可能性（他電源や大型原子力施設に対する優位性）も、電力市場の状況に応じて変化すると考えられる。

3. SMR と電力市場環境の関係

SMR の普及が進む得る電力市場環境条件について分析し、大型原子力施設との共存の可能性、世界の電力供給に果たす役割について考察する。併せて、そのために SMR の開発に当たって克服すべき技術課題についても検討を行う。

4. 結び

パリ協定に基づく脱炭素社会の実現の観点から、SMR の活用を進めるために求められる電力市場環境のあり方を考える。

Takanori Tanaka

Radioactive Waste Management Funding and Research Center

非弾性解析による高速炉の原子炉容器のフラジリティ評価

Fragility evaluation of the reactor vessel of fast reactor using inelastic analysis

*亀山　正敏[1]，宮川　高行[1]，久保　重信[2]，鈴野　哲司[3]，深沢　剛司[3]
[1]日本原子力発電，[2]日本原子力研究開発機構，[3]三菱 FBR システムズ

ナトリウム冷却高速炉（SFR）の原子炉容器を対象に、非弾性解析により作成した原子炉容器円筒胴の骨格曲線を用いて、基準地震動を上回る地震荷重による破損モードとして、座屈損傷後の疲労破損を着目した評価を行い、そのフラジリティ評価により入力地震動に対する原子炉容器の破損確率を提示した。

キーワード：高速炉，原子炉容器，フラジリティ評価，座屈

1. 緒言

昨今、残余のリスク低減の観点から、クリフエッジの特定が求められており、確率論的リスク評価（地震 PRA 等）の重要性が増している。SFR の原子炉容器は、薄肉構造で重量が大きく地震の影響が大きいことから、地震 PRA において重要な評価対象となる。

本検討では、SFR の原子炉容器について、地震動の大きさと破損確率の関係を把握することを目的に、座屈損傷後に疲労破損する破損モードにおいて、フラジリティ評価を実施し、入力地震動に対する原子炉容器の破損確率を提示した。

2. 検討内容

2-1. 地震動等の設定

SFR の設置サイトは未定であることから、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-2015）に基づく「震源を特定せず策定する方法」の手法を用いて、解放基盤表面における水平方向と鉛直方向のターゲットスペクトルを代表的に設定し、更に 6 倍までの係数を乗じて基準地震動 Ss を上回る入力地震動を設定した。これらの地震動を用いて高速炉用水平免震による原子炉建屋の地震応答解析を実施し、原子炉容器に入力される時刻歴応答波形を求めた。

2-2. 疲労破損評価

次に、原子炉容器に対して静的な非弾性解析を行い、座屈を考慮した骨格曲線を作成し、変位範囲とひずみ範囲の関係を求めた。この骨格曲線及び時刻歴応答波形を用いて地震応答解析を行い、レインフロー法を用いて応答変位の範囲と発生回数をヒストグラム化した。応答変位の範囲に対応するひずみの範囲を求め、入力地震動に対する累積疲労損傷係数を算出した。なお、本検討ではクリープ損傷については考慮していない。

2-3. フラジリティ評価

上記評価の中に含まれる各種の不確実さを考慮するため、日本原子力学会標準（AESJ-SC-P006:2015）を参照して、原子炉容器について疲労破損を前提とするフラジリティ評価を行い、図１のとおり、入力地震動レベルに対する破損確率の関係を得た。ここで、基準地震動の 7.1 倍においては疲労破損に至る時の地震入力レベルの中央値（50%信頼度曲線で破損確率が 0.5 となる値）となり、基準地震動の 4.5 倍において高信頼度低損傷確率値（HCLPF:95%信頼度曲線において破損確率が 0.05 となる値）となった。

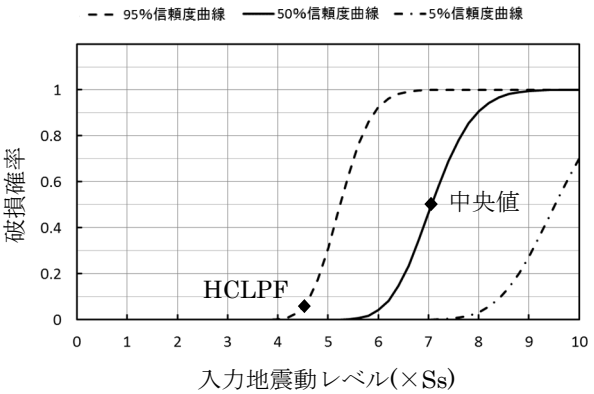


図１　原子炉容器のフラジリティ曲線

3. 結論

SFR の原子炉容器について、座屈損傷後に疲労破損する破損モードにおいて、基準地震動を上回る地震動に対する疲労破損を評価した。その評価における不確実さを考慮するため、フラジリティ評価を実施し、入力地震動に対する原子炉容器の破損確率を提示した。

*Masatoshi Kameyama[1], Takayuki Miyagawa[1], Shigenobu Kubo[2], Tetsuji Suzuno[3] and Tsuyoshi Fukasawa[3]
[1]Japan Atomic Power Company, [2] Japan Atomic Energy Agency, [3] Mitsubishi FBR Systems Inc.

耐震強化型ナトリウム冷却タンク型炉の検討
(1) 原子炉構造の検討

A Conceptual Design Study on Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor with Enhanced Anti-seismic Capability

(1) A Study on Reactor Vessel and Internal Structures

*内田 昌人[1]，宮川 高行[1]，衛藤 将生[2]，鈴野 哲司[2]，久保 重信[3]，近澤 佳隆[3]

[1]日本原子力発電，[2]三菱 FBR システムズ，[3]日本原子力研究開発機構

タンク型のナトリウム冷却高速炉（SFR）の原子炉構造について、炉内のホットプールとコールドプールの仕切構造に着目して、大型化を踏まえた設計裕度を確保する観点からその構造概念を検討した。

キーワード：タンク型ナトリウム冷却高速炉，原子炉構造，プレナム仕切構造，大型原子炉容器，耐震評価

1. 緒言

仏 ASTRID に代表されるタンク型のナトリウム冷却高速炉（タンク型 SFR）の原子炉構造について、耐震評価や熱流動評価に基づいて国内適用性の検討を行っている[1]。これらの検討により、水平免震装置の固有振動数に支配される床応答曲線の卓越ピークに配慮して、コアサポート支持部及びそれと接合する原子炉容器部位等の剛性を確保した構造とした。一方、炉内のホットプールとコールドプールの仕切構造（プレナム仕切構造）は、中間プレナムを設けない 1 枚仕切板を選択していることから、補強リブ等を設置することによって剛性を向上させることが必要である。また、定格出力時のホットプールとコールドプールの温度差を 1 枚板で仕切っており、熱過渡による構造健全性の裕度が小さい。このため、これらの改善を目的にループ型である JSFR を参考に平板形状のプレナム仕切構造を検討した。

2. タンク型 SFR の原子炉構造概念

プレナム仕切構造は、炉心槽と炉壁冷却用仕切板に取付台を設け、その上にプレナム仕切板及び仕切円筒を設ける構造とした。プレナム仕切板の下には半径方向及び周方向に補強リブを設け剛性を確保し、上には積層板を設け、ホットプールとコールドプールの温度差を小さくなるようにした。

本構造概念に基づいて、定格運転時の 3 次元定常熱流動解析を行い、炉内の温度分布を評価したところ、プレナム仕切板の上下の温度差が概ね約 50℃に改善された（発表(3)）。

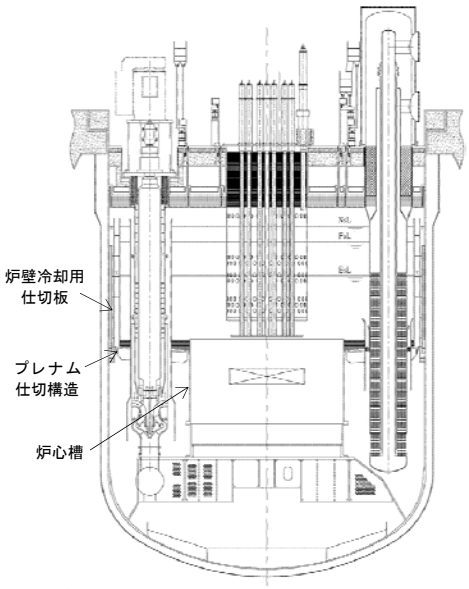


Fig. 原子炉構造概念図

3. 耐震評価

構築した原子炉構造概念を基に大型化を検討し、大型プラント（100 万 kWe 級及び 150 万 kWe 級）を想定した原子炉容器について耐震評価を行った。その結果、100 万 kWe 級及び 150 万 kWe 級の原子炉容器胴の必要な厚さは、高速炉用水平免震装置を採用した場合でそれぞれ 60ｍｍと 65ｍｍとなった。本検討は、今後の大型プラントの原子炉構造に対する構造健全性や製作性等を検討する上で有用となる。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発及び平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

〈参考文献〉

【1】内田，萩原，近澤ら,“タンク型 SFR の大型原子炉容器に関する適用性の予備的評価(シリーズ発表) (1)耐震評価, (2)熱流動解析, (3)耐熱評価”，原子力学会 2017 年秋の大会予稿集，北海道大学, 2017 年 9 月

*Masato Uchita[1], Takayuki Miyagawa[1], Masao Eto[2], Tetsuji suzuno[2], Shigenobu Kubo[3] and Yoshitaka Chikazawa[3]

[1]Japan Atomic Power Company, [2]Mitsubishi FBR Systems Inc., [3]Japan Atomic Energy Agency

耐震強化型ナトリウム冷却タンク型炉の検討
(2)安全設計の検討

A Conceptual Design Study on Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor with Enhanced Anti-seismic Capability

(2) A Study on Safety Design Concept

*久保 重信[1]，日暮 浩一[2]，宮川 高行[3]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]三菱 FBR システムズ，[3]日本原子力発電

第４世代原子炉国際フォーラムで作成された安全設計クライテリア(SDC)と安全設計ガイドライン(SDG)に従い、タンク型のナトリウム冷却高速炉（SFR）の安全設計概念について検討した。

キーワード： タンク型ナトリウム冷却高速炉、安全設計、第４世代原子炉国際フォーラム、安全設計クライテリア、安全設計ガイドライン

1. 緒言　第４世代原子炉国際フォーラムでは、SFR の SDC/SDG の作成を進めており、日本はこれまでに蓄積されたループ型の次世代 SFR の設計技術に基づいて、その作成作業において主導的な役割を果たしてきている。この SDC/SDG はループ・タンクの炉型に依らず適用可能なものであり、SDC/SDG に従いタンク型の構造上の特徴を考慮しながら、日本の技術を適用して、主要な安全設備である原子炉停止設備、崩壊熱除去設備、原子炉格納設備等の概念を構築した。

2. SDC/SDG に基づくタンク型 SFR の安全設計概念　主要な次世代 SFR の安全設計概念の特徴として下表に示す７項目があげられ、これまで実施してきた次世代 SFR の安全設計概念をベースに ASTRID 協力の成果を活用し、SDC/SDG の要求に適合したタンク型 SFR の安全設計概念を構築した。タンク型炉の特徴が現れるのは、主として１次系まわりの設備であり、「① 受動的炉停止方策」である SASS については、タンク型では運転時のカバーガス圧力がループ型よりも低くなることにより、運転時のナトリウム沸点が低下することから、異常時の冷却材沸騰防止の観点の裕度が低下することが懸念された。冷却材温度上昇が厳しい流量喪失型原子炉トリップ失敗事象を解析したところ、１次ポンプの流量半減時間の確保により流量低減率を抑制することで、沸点到達を回避できる見通しを確認した。「③ 除熱源確保方策」については、主容器の容積が大きくなることから崩壊熱除去系の熱交換器のタンク内複数設置が可能となる系統構成上の特徴を踏まえた上で、SFR の特徴である自然循環能力を活用し、多様性・多重性に係る SDC/SDG の設計要件を考慮して、自然循環式浸漬型直接炉心冷却系、自然循環式貫通型直接炉心冷却系、補助炉心冷却系等の組み合わせ案を作成した。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発及び平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。

表 タンク型 SFR の安全設計概念

① 受動的炉停止方策	・キュリー点式電磁石を利用した自己作動型炉停止機構（SASS）
② 炉心損傷事故対策	・ATWS 起因の CDA の事故影響を炉容器内で終息させるための方策（ボイド反応度 6＄程度以下、内部ダクト付き集合体、主系制御棒案内管からの再溶融燃料の移送、炉内コアキャッチャによる安定冷却・保持）
③ 除熱源確保方策	・自然循環式浸漬型及び貫通型直接炉心冷却系、補助炉心冷却系等の組み合わせ
④ 液位確保方策	・主容器と安全容器の高い信頼性確保による２重漏えいの実質的回避
⑤ CV バウンダリの形成	・矩形 SCCV ・2 次系隔離弁なし（崩壊熱除去系の信頼性確保を優先）
⑥ ナトリウム漏えい・燃焼対策	・全ナトリウムバウンダリの２重化 ・CV 内区画化と区画内の不活性ガス化 ・漏えいナトリウムの移送・貯留
⑦ ナトリウム水反応対策	・SG 伝熱管１本破損＋緩和系多重故障を DEC として想定し、対策を強化

SASS: Self Actuated Shutdown System, ATWS: Anticipated Transient Without Scram, CDA: Core Disruptive Accident, SCCV: Steel plate reinforced Concrete CV

*Shigenobu Kubo[1], Koichi Higurashi[2], Takayuki Miyagawa[3]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Mitsubishi FBR Systems Inc., [3]Japan Atomic Power Company

耐震強化型ナトリウム冷却タンク型炉の検討
(3) 原子炉容器内の定常熱流動解析

A Conceptual Design Study on Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor with Enhanced Anti-seismic Capability

(3) Steady state Thermal Hydraulic Analyses in Reactor Vessel

*的場　一洋[1]，遠藤　淳二[1]，渡辺　収[1]，
近澤　佳隆[2]，久保　重信[2]，大島　宏之[2]，内田　昌人[3]
[1]三菱 FBR システムズ，[2]日本原子力研究開発機構，[3]日本原子力発電

タンク型のナトリウム冷却高速炉(SFR)の原子炉構造について平板形状の新たなプレナム仕切構造にした定格運転時の 3 次元定常熱流動解析を実施し、プレナム仕切板の上下面の温度差低減効果を確認した。

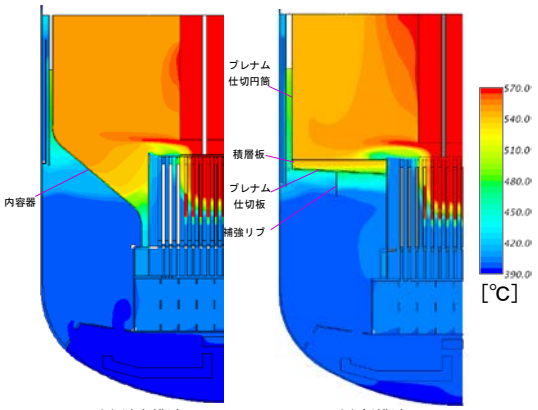
キーワード：タンク型ナトリウム冷却高速炉，3 次元熱流動解析

1. 緒言

これまでの耐震性向上タンク型炉の設計では、ホットプールとコールドプールを仕切る内容器を円錐形状の 1 枚板（図 1(a)）としていた。その後、耐震性向上及び、既報の炉内熱流動評価 【1】(2)で示した内容器の上下面温度差を低減する観点から、図 1(b)に示す新たなプレナム仕切構造への変更を行った。上下面温度差の低減対策は、プレナム仕切板上方に積層板を設置することである。この効果を確認するために 3 次元定常熱流動解析を実施した。本報告では、プレナム仕切板及びプレナム仕切円筒の上下面（内外面）温度差の低減効果や各プール内の流況について示す。

2. 熱流動評価

プレナム仕切板の上下面温度差は、積層板部に温度勾配が生じることで、機器を配置しない一般部では約 50℃となり、構造変更前に対し約 60℃の低減効果が得られた。また、新構造に変更しても、プール内の流況には大きな差異がない結果となった。一方、高温冷却材が機器と衝突後に、積層板の熱伸びを考慮して設けた隙間から潜り込み（図 2(a)）、13 枚で構成する積層板間に流入することで、積層板の上方では温度差低減の効果が十分に得られていない箇所が見られた（図 2(b)）。また、コールドプール内では補強リブによって流量が不均一となる箇所があり、これも低減効果を小さくする原因であることがわかった。これらにより、今後、積層板周辺の構造及びコールドプール側の冷却材の流れを適正化する必要性も示された。



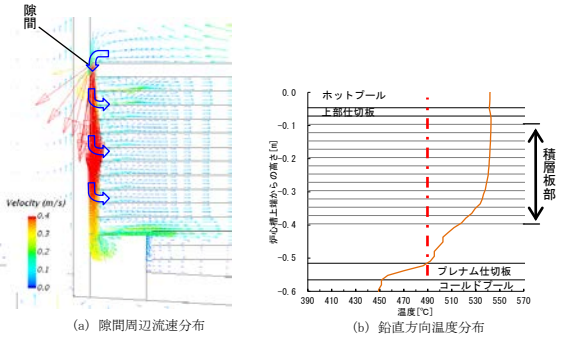
(a) 従来構造　　(b) 新構造

図 1 主容器内温度分布

3. まとめ

新たなプレナム仕切構造により積層板に温度勾配が生じ、プレナム仕切板上下面温度差が低減する効果を確認した。また、局所的には温度差が高い領域も見られるため、隙間に対する対策を施すことや、コールドプール側の流動適正化対策が必要であることが示された。今後これらの対策を具体化して行く。

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成 28 年度高速炉国際協力等技術開発及び平成 29 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果である。



(a) 隙間周辺流速分布　　(b) 鉛直方向温度分布

図 2 積層板周辺温度及び流速分布

〈参考文献〉

【1】内田，萩原，近澤ら,“タンク型 SFR の大型原子炉容器に関する適用性の予備的評価（シリーズ発表）(1)耐震評価, (2)熱流動解析, (3)耐熱評価”，原子力学会 2017 年秋の大会予稿集，北海道大学, 2017 年 9 月

*Ichiyo Matoba[1],Junji Endo[1],Osamu Watanabe[1],Yoshitaka Chikazawa[2],Shigenobu Kubo[2],Hiroyuki Ohshima[2] and Masato Uchita[3]
[1]Mitsubishi FBR Systems Inc., [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Japan Atomic Power Company

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

Thu. Sep 6, 2018 9:30 AM - 10:50 AM JST | Thu. Sep 6, 2018 12:30 AM - 1:50 AM UTC | Room P E21 - E Building

[2P01-05] Safety Evaluation of LWR 1

Chair:Kenta Murakami(Nagaoka Univ. of Tech.)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[2P01] Development of Filtered Containment Vent System Model using MAAP5.04

*Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Toru Sakamoto[1], Ryunosuke Yamaguchi[1] (1. TEPCO SYSTEMS CORPORATION)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[2P02] Reduction of the Number of Samples to Construct Reduced Order Model of Severe Accident Analysis

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

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

[2P03] Effect of transient conditions on failure probability of reactor pressure vessel

*Jinya Katsuyama[1], Koichi Masaki[1], Yinsheng Li[1], Tadashi Watanabe[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Fukui University)

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

[2P04] Simplified Biaxial Tensile Test for High Strength Wire Mesh

*Kosuke Namba[1] (1. CRIEPI)

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

[2P05] Fundamental Study on Perforation of Steel Plate subjected to Missile with Different Nose Shape impact

*Atsushi Yoshida[1], Kosuke Namba[1] (1. CRIEPI)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

MAAP5.04 によるフィルタードベントモデル整備

Development of Filtered Containment Vent System Model using MAAP5.04

*藤原 大資[1]，白井 浩嗣[1]，坂本 亨[1]，山口 龍之介[1]
[1]株式会社テプコシステムズ

MAAP5.04 を用いて BWR 用フィルタードベントシステムをモデル化した。これにより、従来の簡易的な扱いに対し、排気流量、配管沈着、スクラバタンク水位、放射性物質除去性能、及び水素滞留等の過渡的な現象をより詳細に評価することが可能となる。

キーワード：格納容器ベント，排気流量，配管沈着，タンク水位，MAAP5.04

1. 緒言　格納容器(PCV)ベント時の環境への放射性物質放出抑制のため、フィルタードベントシステム（FCVS）の設置が進められている。この FCVS を MAAP による事故進展解析で扱う際は、系統圧損を考慮した一定の圧損特性を PCV ベントラインに設定するという簡易的手法が一般的である。この手法では、FCVS 系統の構造物（配管、弁、オリフィス、及びフィルタ等）やスクラバタンク水を直接取り扱わないため、蒸気凝縮に伴う排気流量、スクラバタンク水位、放射性物質の配管沈着、放射性物質除去性能(DF)及び水素滞留の過渡的な変化を別途 MAAP 計算の外側で考慮する必要があり、これらの相互影響を含めて MAAP 計算で総合的に評価できることは、FCVS 運用をより高度化する上で重要となる。この背景の下、本検討では現時点で最新の MAAP5.04 により FCVS のモデル化を行い、事故シナリオ毎の FCVS 挙動の分析に基づきモデル化の有用性を確認すると共に、MAAP 評価モデルの課題について調査した。

2. FCVS のモデル化　FCVS のモデル化概要を図 1 に示す。ここでは、給排気配管、スクラバタンクを PCV と同じコンパートメント/ジャンクション/ヒートシンクで構成し、MAAP の Generic Containment Filtered Vent System Model を用いて系統各部の圧損及び FP 沈着挙動特性評価用の配管構造物の設定、スクラバ水への崩壊熱デポジットの設定等を行っている。

3. FCVS 評価結果　上記 FCVS モデルを用いて PCV ベント評価を行い、TW 及び大 LOCA シナリオにおける排気流量の過渡変化を図 2 に比較した。ここでは比較のため両ケース共に PCV 限界圧力における W/W ベントを想定している。排気流量はシナリオにより大きく異なり、これは PCV 内のデブリ冷却状況、S/P 温度、W/W 気相成分と FCVS 内の凝縮挙動がシナリオにより異なるためである。併せて、スクラバ水位、配管沈着挙動、スクラバ DF、および水素滞留挙動評価し、FCVS モデルの有用性を確認すると共に、MAAP モデルの課題を特定した。

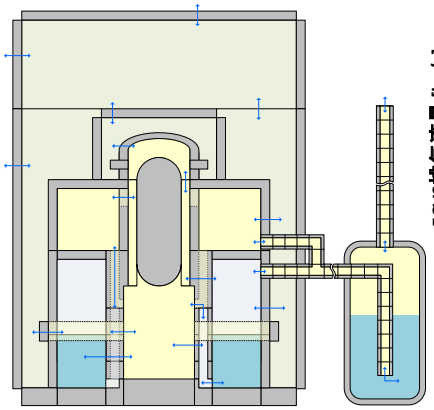


図 1　MAAP による FCVS モデル化

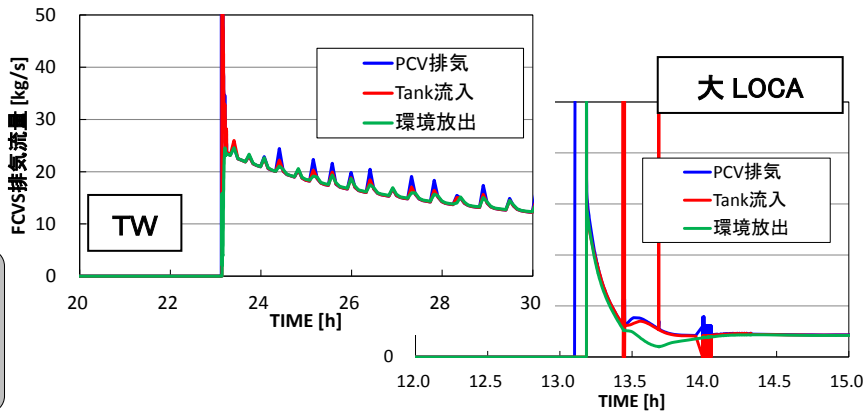


図 2　PCV 圧力、排気流量の過渡変化例（TW/LOCA）

*Daisuke Fujiwara[1], Hiroshi Shirai[1], Toru Sakamoto[1] and Ryunosuke Yamaguchi[1]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION

過酷事故解析コードの低次元化モデル作成におけるサンプル数削減の検討

Reduction of Number of Samples to Construct Reduced Order Model of Severe Accident Analysis

*近藤 諒一[1], 松下 柾輝[1], 遠藤 知弘[1], 山本 章夫[1]

[1]名古屋大学

確率的安全余裕評価に向けて、過酷事故解析コード MAAP における事故進展結果を入力パラメータの内挿により推定する低次元化モデル(Reduced Order Model, ROM)が開発された。本研究では、Range Finding Algorithm に基づく統計的な方法を用いて、要求される ROM の精度を確保するために必要なサンプル数を決定する方法について検討する。

キーワード：過酷事故解析、低次元化モデル、特異値分解、RFA、MAAP

1. 緒言　原子力発電所においては、過酷事故に至る事故シーケンスの発生確率が低いことから、過酷事故解析コードで統計的なリスク評価を行うためには、多数のランダムサンプリングを実施する必要がある。このような計算を現実的な計算時間で実施することを目的として、近年、少数の解析結果から大量の事故サンプルを再現する ROM が検討されている[1]。しかし、1 サンプルの計算コストが大きい過酷事故解析コードの実行回数を可能な限り削減するために、ROM 作成に必要なサンプル数を設定する方法を明らかにすることが望まれる。そこで本研究では、Range Finding Algorithm に基づく統計的な方法を用いて、要求される ROM の精度を確保するために必要なサンプル数を決定する方法について検討する。

2. 解析　PWR の全交流電源喪失および代替給水・冷却失敗による圧力容器破損を想定した。不確かさ 10%の正規分布を仮定した崩壊熱を入力パラメータとして 100 個ランダムサンプリングを実施し、MAAP を用いて対応する 1 次系圧力の経過変化を計算した。1 サンプル当たりの出力結果は、時間ステップ 200 s で、事故発生後 29800.5 s までの 150 個の時系列データである。ここからランダムに 10 個のサンプルを取り出し参照解とし、さらにランダムに取り出した s(≧2)個で ROM を作成した。参照解を ROM により再現して誤差を計算し、これらの操作を 100 回繰り返すことで統計的処理を行った。

3. 結果・考察　サンプル数 s に対する誤差の変化および全サンプルで作成される行列(73×150)の s 番目の特異値を図 1 に示す。誤差は s が大きくなるにつれて急激に減少し、その後、飽和していく傾向がみられることから、誤差の減少率が小さくなるところを最適サンプル数と見積もることができる。また、図 1 より誤差と特異値の減少傾向が比較的似ていることが分かる。この理由について考察するため、参照解と再現結果をそれらの基底ベクトルの線形結合で近似し、誤差を基底ベクトルで表現可能か試みた。その結果、サンプル数 s の場合の誤差が主に s+1 番目の特異値の大きさに依存することを理論的に解明した。

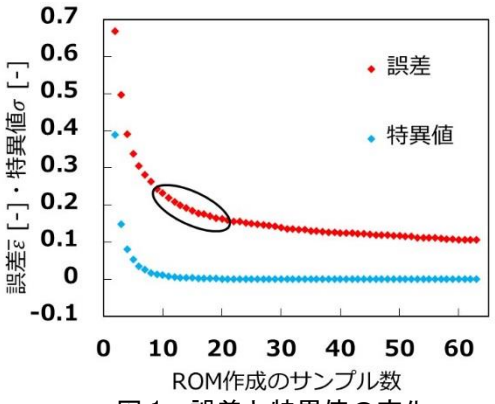


図 1：誤差と特異値の変化

謝辞　本研究で使用したデータは、原子力エンジニアリング株式会社から提供されたデータである。

参考文献

[1] M. Matsushita, T. Endo, A. Yamamoto, T. KITAO, “Development of Reduced Order Model of Severe Accident Analysis Code for Probabilistic Safety Margin Analysis,” *PHYSOR 2018*, Cancun, Mexico, Apr. 22-26, 2018, (2018).

---

* Ryoichi KONDO[1], Masaki MATSUSHITA[1], Tomohiro ENDO[1], Akio YAMAMOTO[1]

[1]Nagoya Univ.

原子炉圧力容器の破損確率に及ぼす過渡条件の影響

Effect of Transient Conditions on Failure Probability of Reactor Pressure Vessel

*勝山 仁哉[1]，眞﨑 浩一[1]，李 銀生[1]，渡辺 正[2]
[1]原子力機構, [2]福井大

原子炉圧力容器の高経年化に伴う緩和措置として、安全注入水の温度上昇措置に着目し、冷却水の温度を変更した熱水力挙動解析及びその結果を踏まえた確率論的破壊力学解析を行い、破損確率に及ぼす影響を評価した。その結果、高圧注入系及び低圧注入系の温度を上昇させても効果はないものの、それらに加えて蓄圧系の温度も上昇させると破損確率が大きく低減することを示した。

キーワード：確率論的破壊力学，原子炉圧力容器，破損確率，加圧熱衝撃

1. 緒言　原子炉圧力容器の加圧熱衝撃 (PTS) による非延性破壊を防ぐための対策として、日本電気協会規格にはいくつかの緩和措置が挙げられている。本稿では、そのうち、安全注入水の温度上昇措置に着目し、冷却水の温度を変更した熱水力挙動解析及びその結果を踏まえた確率論的破壊力学 (PFM) 解析を行い、破損確率 (CPF) を数値指標としてその影響の定量的評価を試みた。

2. 解析条件　国内加圧水型原子炉3ループプラントに対する大破断冷却材喪失事故 (サージラインの破断) を対象に、システム解析コードRELAP5 を用いて高圧注入系 (HPI)/低圧注入系 (LPI)、または蓄圧系 (ACC) の温度を変えて熱水力解析を行った。また、それにより得られるダウンカマ中の冷却水温度及び熱伝達係数の解析結果を入力データとして、PFM 解析コード PASCAL4 を用いて破損確率を求めた。これら熱水力データ以外は国内モデルデータを使用した[1]。

3. 解析結果　HPI 及び LPI、ACC の温度を 10℃、70℃と変更して求めたダウンカマ中の冷却水温度の時刻歴を図 1 に示す。この時刻歴を入力データとして、PFM 解析を行った結果を表 1 に示す。PASCAL4 では、確率変数の認識論的不確実さを考慮することにより、CPF の平均値に加えて信頼度の評価も行う。その結果、HPI 及び LPI のみの温度を上昇させても CPF に及ぼす効果はないものの、それらに加えて ACC の温度も上昇させると CPF が大きく低減することが分かった。これにより、PFM は過渡条件が原子炉圧力容器の健全性に及ぼす影響の定量的評価に活用できることを示した。

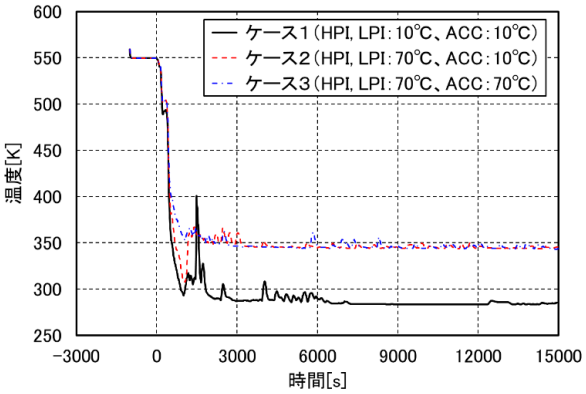


図 1 ダウンカマ中の冷却水温度の時刻歴

表 1 PFM 解析結果

CPF	平均値	95%信頼度
ケース 1	6.18×10^{-6}	7.89×10^{-9}
ケース 2	1.01×10^{-5}	5.71×10^{-8}
ケース 3	1.52×10^{-14}	0

3. 結論　緩和措置の効果を定量的に示すのに PFM 解析が有用であることを示した。

謝辞　本報告は、原子力規制庁からの受託事業「平成２９年度高経年化技術評価高度化事業（原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化）」で得られた成果である。関係各位に謝意を表する。

[1] JAEA-Research 2016-022

*Jinya Katsuyama[1], Koichi Masaki[1], Yinsheng Li[1] and Tadashi Watanabe[2]
[1] Japan Atomic Energy agency, [2] Fukui University

高強度金網を対象とした簡易二軸引張試験

Simplified Biaxial Tensile Test for High Strength Wire Mesh

*南波 宏介[1]
[1]電中研

飛来物防護を想定した高強度金網の耐貫通性能を合理的に評価するためには、多軸変形状態における材料特性を把握する必要がある。高強度金網を対象に簡易的に二軸変形を作用させる二軸引張試験を実施し、数値解析援用の下、多軸変形状態の材料特性を取得した。

キーワード：金網、二軸引張試験、多軸変形、竜巻飛来物、数値解析

1. 緒言：近年、飛来物対策工として高強度金網（以下、金網）が一部で採用されている。飛来物衝突を受ける金網には多軸変形が生じることより、数値解析等でより合理的に耐貫通性能を評価するためは、多軸変形状態の材料特性が必要であることから、金網を対象とした二軸引張試験を実施した。

2. 試験概要

2-1. 試験方法：図 1 に二軸引張試験の概要を示す。評価対象とした金網は主に荷重を受け持つ展開方向とその直角方向（以下、展直方向）の異方性を有する 50mm 目合のひし形金網である。試験では油圧式載荷装置を用いて金網に上下方向の引張変形を与えた後、水平方向の支持ボルトを締めつけることで水平方向変形を与えることを繰り返し、金網に変形を与えた。作用させる変形は変形比 1:0～0:1（展開方向：展直方向）の 5 変形状態とし、支持ボルトに作用する張力を金網の作用力として測定した。なお、載荷中に金網端部交差部が解放されて終局となることを防止するため、素線端部を溶接加工した。

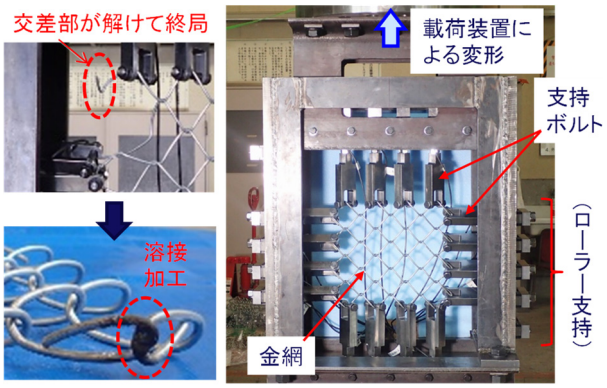


図 1　二軸引張試験概要

2-2. 引張試験結果：図 2 に二軸引張試験結果を示す。いずれの試験も、溶接により脆化した箇所で素線が破断した。二軸試験結果より、金網の展開直角方向の拘束が大きくなるに従い、展開方向張力の増大率が大きくなっていることがわかる。しかし、試験では溶接部の破断で終局しており、金網素線をモデル化した数値解析を実施することで、破断後の材料特性を把握することとした。

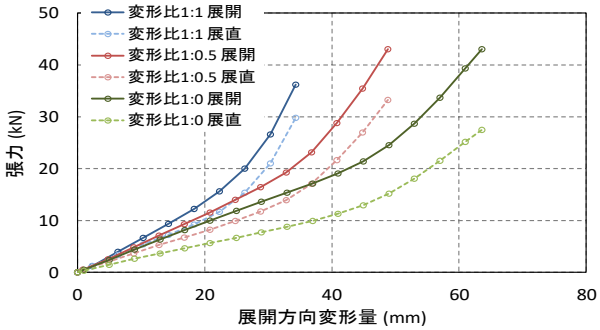


図 2　二軸引張試験結果

2-3. 数値解析評価：図 3 に数値解析モデルと解析結果を示す。金網素線をビーム要素で再現し、支持ボルトに強制変位を作用させ、ボルトに生じる軸力を取得した。解析結果は実験結果とよく一致していることを確認した。

3. 結果・考察：本検討より、以下の知見を得た。(1) 溶接部破断までの金網二軸引張特性を実験から取得した。(2) 数値解析により、実験では得られなかった溶接部破断以降の二軸引張特性を取得し、実験結果とよく一致していることを確認した。今後は、数値解析上で考慮すべき素線の破断条件等を検討し、二軸変形特性を考慮した金網解析モデル提案を行うべく研究を進める予定である。

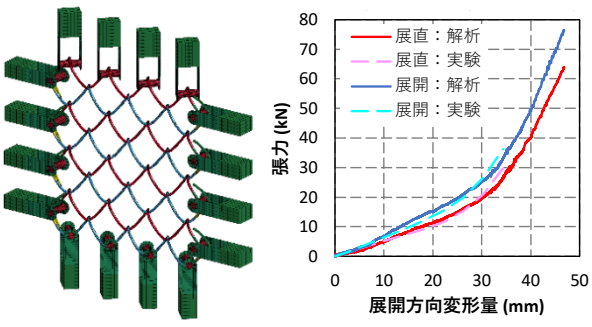


図 3　数値解析モデルと解析結果

* Kosuke Namba[1],　[1]CRIEPI.

先端形状の異なる飛来物の鋼板貫通に関する基礎的検討

Fundamental Study on Perforation of Steel Plate subjected to Missile with Different Nose Shape impact

*吉田 篤[1]，南波 宏介[1]

[1]電中研

先端衝突部がパイプ形状と中実円柱形状の二種類の飛翔体を衝突速度 33～52m/s の範囲で SS400 鋼板に衝突させ、貫通の有無を実験的に確認した。既往の鋼板構造物の貫通限界厚評価式（BRL 式）と実験結果を比較し、その適用性に関する基礎的検討を行った。

キーワード：竜巻飛来物，鋼板，先端形状，衝突，BRL 式

1. 緒言：原子力発電所の安全施設は、竜巻に起因した飛来物（竜巻飛来物）が衝突した場合においても構造健全性を確保することが求められている。これまでに鋼板構造物の構造健全性評価において用いられている鋼板の貫通限界厚さ評価式（貫通を防止するために必要な限界の厚さを評価する式、BRL 式）は、飛来物の先端形状に関する適用方法や評価結果の保守性が必ずしも明確ではない。そのため、先端形状の異なる飛翔体を用いた鋼板貫通試験を実施した。

2. 試験概要

2-1. 試験条件：図 1 に使用した飛翔体を示す。飛翔体は質量 8.4kg であり、衝突部を交換可能な構造である。試験では、外周直径 50mm のパイプ状と中実円柱状の 2 種類の衝突部（焼入加工を施した炭素鋼製）を使用した。鋼板試験体は、呼び厚さ 4.5mm と 6mm の 2 種類の SS400 鋼板とし、1m×1m 領域の 4 辺を固定支持した。試験では圧縮空気を利用して飛翔体を飛翔させる高速貫通試験装置を使用し、衝突速度 33～52m/s の範囲で実施した。

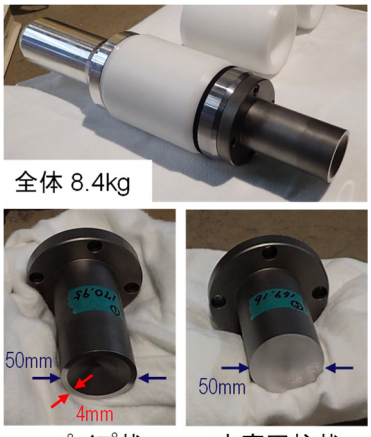


図 1　飛翔体

2-2. 評価方法：式(1)に BRL 式を示す。BRL 式は飛翔体質量 m (kg)、衝突速度 v (m/s)、飛来物直径 d (m)、材質に関する定数 K(=1)から、貫通限界厚さ t (m)を算出することが可能である。試験では、BRL 式による貫通限界厚さと試験体実測厚さの比に対して、貫通・防護を整理した。なお、2 種類の衝突部形状のいずれの場合も、BRL 式の飛来物直径に衝突部外周直径（d=0.05m）を適用した。

$$t^{\frac{3}{2}} = \frac{0.5mv^2}{1.4396\times10^9 K^2 d^{3/2}} \qquad (1)$$

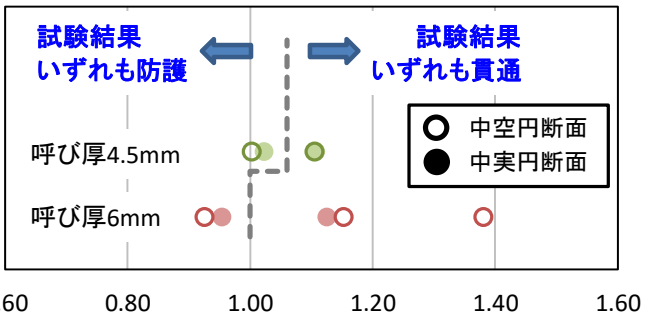


図 2　試験結果

3. 結果・考察：図 2 に試験結果を、図 3 に厚さ 4.5mm 試験体の衝突速度 34m/s 時試験後残留変形を示す。本試験より、以下の知見を得た。(1) 実測厚さに比べて BRL 式貫通限界厚さが小さい試験条件では、いずれの試験結果も防護となり、BRL 式の本試験条件に関する適用性が確認された。(2) 呼び厚 4.5mm、6mm の両試験体ともに、パイプ状・中実円柱状の衝突部による貫通・防護結果への影響は見られていない。また、試験後残留変形においても、残留変形に有意な差は見られず、鋼板試験体の応答性状は同等であったものと判断される。

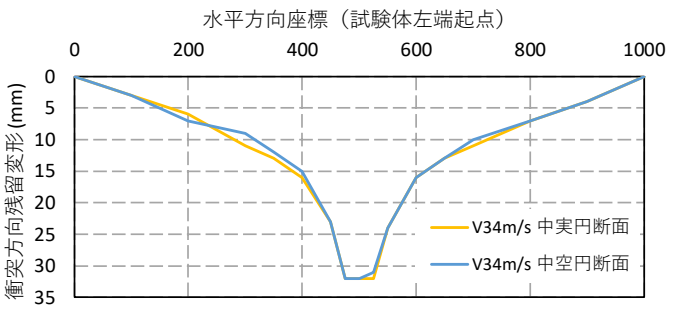


図 3 試験後試験体残留変形（t4.5mm, V34m/s）

*Atsushi Yoshida[1], Kosuke Namba[1],　[1]CRIEPI.

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

Thu. Sep 6, 2018 10:50 AM - 12:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 1:50 AM - 3:00 AM UTC | Room P E21 - E Building

[2P06-09] Safety Evaluation of LWR 2

Chair:Sunghyon Jang(Univ. of Tokyo)

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

[2P06] Application of a Fire Zone Model for Compartment Fire under Mechanically Ventilated Conditions

-(1) Prediction on Fire Behavior using BRI2002 with Fan Curve Model-

*Koji Tasaka[1], Koji Shirai[1], Junghoon Ji[1], Toshiko Udagawa[2], Shigeru Yamada[3] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. WDB Co., Ltd., 3. Fujita Corporation)

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

[2P07] Application of a fire zone model for compartment fires under mechanically ventilated conditions

-(2) Prediction on fire behavior under multi-fire sources using BRI2002-

*Junghoon Ji[1], Koji Tasaka[1], Koji Shirai[1], Toshiko Udagawa[2], Shigeru Yamada[3] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry, 2. WDB Co., Ltd., 3. FUJITA CORPORATION)

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

[2P08] Development of Methodology for Fire Propagation and Effect Analysis

(4) Fire Effect Analysis for Multi-room Compartments Using FDS

*Takaki Kato[1], Hajime Kabashima[1], Fumio Kasahara[1] (1. The Secretariat of the Nuclear Regulation Authority)

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

[2P09] Internal Arc Tests with High Voltage Electrical Cabinets for Emergency Diesel Generator

*KOJI SHIRAI[1], TSUKASA MIYAGI[1], KOJI TASAKA[1], JUNGHOON JI[1], MIKIMASA IWATA[1] (1. Central Research Institute of Electric Power Industry)

11:50 AM - 12:00 PM JST | 2:50 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

機械換気条件下の区画火災に対する火災ゾーンモデルの適用
（1）ファン特性を考慮した BRI2002 による火災性状解析

Application of a Fire Zone Model for Compartment Fire under Mechanically Ventilated Conditions

(1) Prediction on Fire Behavior using BRI2002 with Fan Curve Model

*田坂 光司[1]，白井 孝治[1]，池 正熏[1]，宇田川 敏子[2]，山田 茂[3]

[1]電力中央研究所，[2]WDB 株式会社，[3]株式会社フジタ

ゾーンモデル BRI2002 は、ファン風量を一定の体積流量で与えるため、機械換気条件下の区画火災時において、火源の着火・鎮火直後に発生する室内圧力に依存した換気流量の変動を予測できない。本報では、BRI2002 にファン特性を新たに導入し、室内圧力や換気流量の時間的な変動が再現できることを示した。

キーワード：区画火災，ゾーンモデル，BRI2002，ファン特性，PRISME プロジェクト

1. はじめに　BRI2002 は、二層ゾーンの概念に基づいて作成された煙流動予測計算プログラムであり、火災時の区画内空間の上層に高温層（煙層）、下層に低温層（空気層）を仮定し、上下各層を検査空間として、火災に伴う物理性状を予測するものである。

2. ファン特性の概要　BRI2002 に組み込んだファン特性を表す曲線（ファンカーブ）は、式（1）で定義される[1]。

$$Q=Q_0 \times sign(P_0 - P)\sqrt{|P - P_0|/P_0} \qquad (1)$$

ここで、P はファン前後の差圧、P_0 は流量 Q=0 の差圧、Q は体積流量、Q_0 は圧力 P=0 の体積流量、sign は符号関数（逆流の考慮）を表す。図 1 に、BRI2002 に新たに導入したファンカーブを示す。

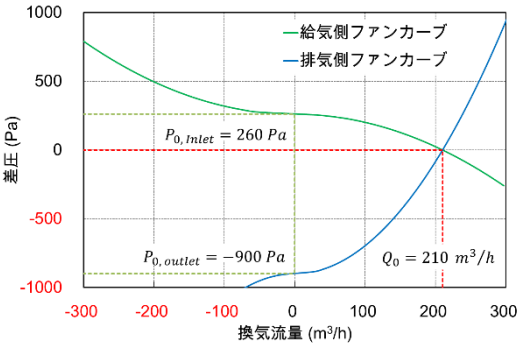


図 1　本報のファンカーブ

3. 検証解析　既報[2]で対象とした OECD/NEA の PRISME プロジェクトで実施した単一区画火災試験データを用いて、ファン特性の検証解析を実施した。なお、試験区画や火源に関する解析条件は、試験体系に基づき設定した。また、給排気のファン特性は、試験で得られた換気流量と室内圧力の関係から逆解析し、Q_0 は 210m³/h、P_0 は給気側 260Pa、排気側-900Pa と設定した。図 2 に、解析結果と試験結果の比較を示す。火災時の圧力変動、給排気口における換気流量は、火源の着火・鎮火直後に発生する急激な変動を再現しており、実験値とも良好な対応が見られた。また、着火から 300 秒以降では、上下層の境界高さが火源高さ 0.38m（燃焼面）とほぼ等しくなり、一層ゾーン（区画内全域に煙が充満した場合）の火災性状になっていることが分かる。そのため、試験で得られた区画内ガス温度の平均値と BRI2002 で推定した上層温度の解析結果の時刻歴については、概ね一致する結果となった。

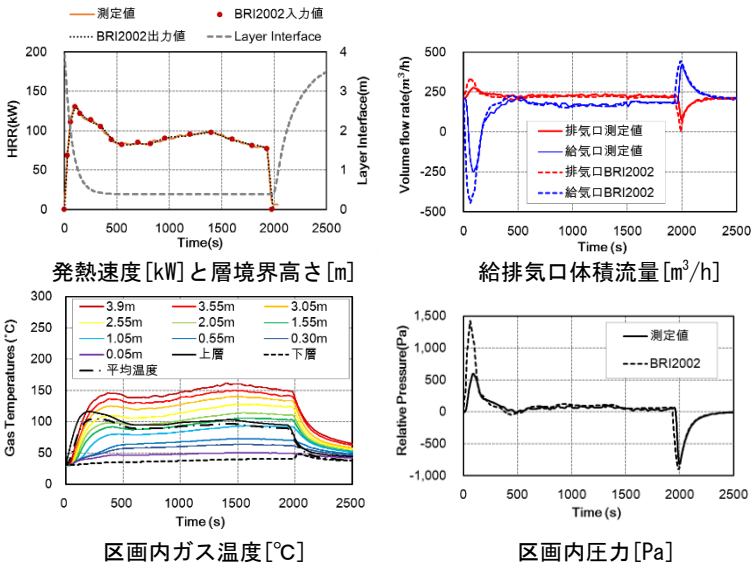


図 2　解析結果と試験結果の比較

4. 結言

BRI2002 にファン特性を導入した結果、室内圧力や換気流量の時間的な変動を再現でき、火災防護設計に必要な物理指標を評価できることが示された。なお、評価対象物の有する換気系統の特性に応じたパラメータ設定が必要となるため、評価対象物の設計情報に基づくファンカーブの同定方法が課題である。

参考文献

[1] Fire Dynamics Simulator, User's Guide, NIST Special Publication 1019, Sixth Edition, Nov. 4, 2013

[2] 田坂・白井他，日本原子力学会 2017 秋の大会，3E08，3E_PL03

*Koji Tasaka[1], Koji Shirai[1], Junghoon Ji[1], Toshiko Udagawa[2] and Shigeru Yamada[3]

[1] Central Research Institute of Electric Power Industry, [2] WDB Co., Ltd., [3] Fujita Corporation.

機械換気条件下の区画火災に対する火災ゾーンモデルの適用
（2）BRI2002 による複数火源条件下の火災性状解析

Application of a Fire Zone Model for Compartment Fire under Mechanically Ventilated Conditions

(2) Prediction on Fire Behavior under Multi-Fire Scenario using BRI2002

*池　正熏[1]，田坂 光司[1]，白井 孝治[1]，宇田川 敏子[2]，山田 茂[3]

[1]電力中央研究所，[2]WDB 株式会社，[3]株式会社フジタ

原子力発電所において地震時の火災を想定した場合、異なる区画で複数の火災が同時に発生する火災事象も想定される。本報では、火災ゾーンモデル BRI2002 により、複数火源条件下の火災性状解析を行った結果、換気制限下の場合、単一火源条件下の評価結果がより過酷な火災性状になる場合があることを明らにした。

キーワード：区画火災，ゾーンモデル，BRI2002，複数火源，ゾーン温度

1. はじめに　本報では、Peatross ら[1]の燃焼速度の酸素依存モデルおよび区画内の内圧や給排気ダクトでの流量変化を評価可能なファン特性[2]を組み込んだ BRI2002 を用いて、換気制限下における 3 区画を対象として、火源位置をパラメータとした火災性状解析を行った。

2. 解析概要　図 1 に、解析ケースを示す。解析の対象は 3 つの区画（R1~R3, 各区画の寸法：幅 4.9m×奥行 5.9m×高さ 3.9m）であり、区画間にはドア開口（幅 0.79m×高さ 2.1m）を設け、火源位置や給排気パターンをパラメータとした。ケース 1 は R3 を火源室とした単一火源条件であり、ケース 2 は R1 と R3 を火源室とした複数火源条件、ケース 3 は R2 と R3 を火源室とした複数火源条件である。可燃物は液体燃料（$C_{12}H_{26}$）、火源面積は 0.5m^2（自由空間での発熱速度（以下、HRR）は 800kW）、プルームモデルは Heskestad モデルとした。なお、壁・天井および床の材料は厚さ 35cm の普通コンクリートとし、区画の換気回数は約 10 回/h（給気側 1200m^3/h×3 区画，排気側 3600m^3/h、ファン特性考慮）、給排気口位置は区画上部（床面からの高さ 3.2m）とした。

3. 解析結果　図 2 に、各ケースでの HRR の時間変化を示す。区画火災の進展による HRR の減少パターンや燃焼時間の延長が計算できた。図 3 に、全ケースでの各室の上層温度を示す。火源室の HRR による上層温度の上昇や火源室から隣接室への熱移動など、区画内複数火源条件の火災性状が予測できた。

4. 結言　換気支配条件下では、複数火源条件の各火源室より単一火源の火源室の上層温度が顕著に大きくなった。一方、隣接室の上層温度はほとんど差が見られなかった。このことからは、換気支配条件下の区画火災の評価においては、単一火源条件下の評価結果が代表性を有しており、より過酷な火災性状になることが推察される。

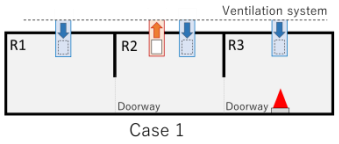


図 1　解析ケース

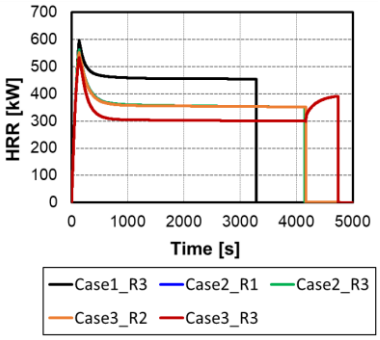


図 2　火源室の HRR

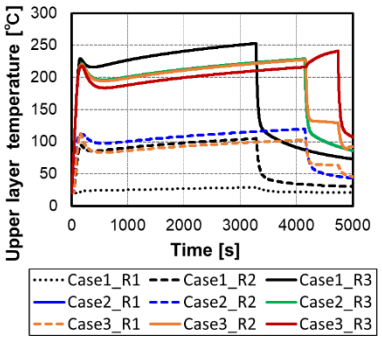


図 3　上層温度の時間変化

参考文献

[1] M. J. Peatross and C.L. Beyler, “Ventilation Effects on Compartment Fire Characterization”, 5th IAFSS, pp.403-414, 1997

[2] 白井孝治他，ファン特性を考慮した二層ゾーンモデル BRI2002 の機械換気条件下の単一区画火災に対する適用性，平成 30 年度日本火災学会研究発表会梗概集, 2018,5

*Junghoon Ji[1], Koji Tasaka[1], Koji Shirai[1], Toshiko Udagawa[2] and Shigeru Yamada[3]

[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]WDB Co. Ltd., [3]HUJITA CORPORATION

火災伝播及び影響評価手法の高度化
(4) FDS を用いた複数区画における火災影響解析

Development of Methodology for Fire Propagation and Effect Analysis
(4) Fire Effect Analysis for Multi-room Compartments Using FDS

*加藤 敬輝[1], 椛島 一[1], 笠原 文雄[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

火災伝播及び影響評価手法の高度化として、Fire Dynamics Simulator (FDS) を用いて、複数区画における火災影響解析を実施した。試験結果の発熱速度を解析条件として与える場合は、試験結果と良い一致を示し、乱流モデル定数が解析に及ぼす影響は小さいことがわかった。また、FDS の燃焼モデルを用いる場合には、液体燃料の周囲から放射熱の授受及び液体燃料内の熱伝達等を詳細に検討する必要があることがわかった。

キーワード：原子力施設, 火災防護, FDS, 火災影響評価

1. 緒言 OECD/NEA の共同試験プロジェクトである PRISME Project では、大規模試験施設 (JUPITER) 内に設置された大型火災試験装置 (DIVA) を用いて、換気条件下にある複数区画における火災試験を実施している[1]。本解析では、火源として液体燃料を用いた INTEGRAL-4 試験を対象として、FDS を用いた解析を実施し、試験結果との比較を行うことで、同コードの適用性について検証を行った。

2. 解析方法 INTEGRAL-4 試験は、ドア (開口部) にて接続された DIVA の 4 つの部屋 (L0～L3) を用いて、液体燃料 (2,4,6 トリメチルノナン:$C_{12}H_{26}$) を燃焼させた火災試験である。FDS での解析体系としては、DIVA 室内のメッシュサイズは一辺が 0.1 m の立方体とし、解析時間は実際の試験での燃焼時間を参考にし、液体燃料燃焼開始時を 0 秒とし、1,940 秒まで解析を実施した。

3. 解析結果 試験結果より算出した発熱速度 (Heat Release Rate:HRR) を解析条件として与えたケースの解析結果を図 1 に示す。本解析では、乱流モデルは定係数スマゴリンスキーモデルを使用しており、乱流モデルに対する感度解析として、渦粘性項のスマゴリンスキー定数 (C_s) を 0.1 から 0.3 まで変化させ解析を行った。図 1 より、試験結果の一部を解析条件として与えたケースについては、試験結果と良い一致を示しており、また、スマゴリンスキー定数の違いは HRR に対して大きな影響を及ぼさないことがわかった。

次に燃焼モデルを使用したケースの解析結果を図 2 に示す。解析結果を試験結果と比較すると、HRR の最大値は良い一致を示したが、燃焼中の平均値は高く、火源が早く燃え尽きる結果となった。この結果については、複数の要因が考えられるが、そのうちのひとつとして FDS における液体燃料内の熱伝達の影響による燃料の蒸発量の違いが挙げられる。液体燃料内の温度は、周囲から放射熱を受け取ることで上昇する。FDS では放射熱をどの程度受け取るかは、液体燃料の物性値である吸収係数で定義されているが、液体燃料内の対流を考慮していない[3]ため、燃焼中における火炎からの放射熱の熱伝達が正確に模擬できていないと考えられる。このことから、試験に比べて燃焼中の蒸発量が増加し、燃焼時間が短くなったと推測される。

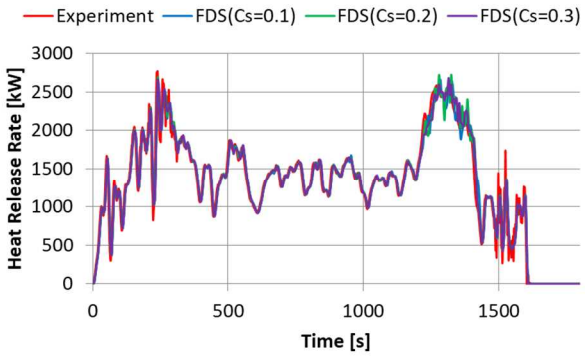


図 1 HRR を与えた場合の解析結果

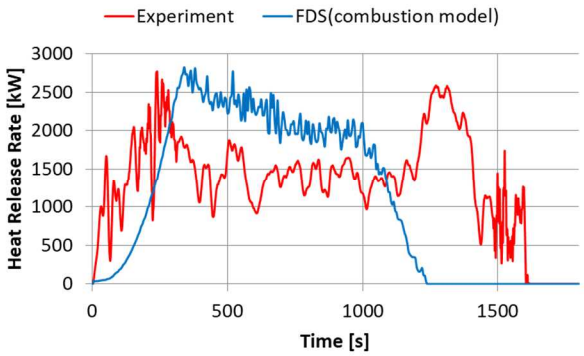


図 2 燃焼モデルを用いた場合の解析結果

4. まとめ FDS にて PRISME Project の INTEGRAL-4 試験について解析を行った。FDS の燃焼モデルを使用して、液体燃料火災を解析する場合には、液体燃料の放射熱の授受及び液体燃料内の熱伝達の影響を考慮する必要があることがわかった。今後、FDS における吸収係数の値が液体燃料の燃焼挙動に及ぼす影響を考察し、実現象に則した液体燃料モデルの検討を行っていく予定である。

参考文献 [1] OECD/NEA, "Investigating Heat and Smoke Propagation Mechanisms in Multi-Compartment Fire Scenarios" NEA/CSNI/R(2017)14, August 2017. [2] https://pages.nist.gov/fds-smv/ [3] Kevin McGrattan. et al., "Fire Dynamics Simulator User's Guide" NIST Special Publication 1019 Sixth Edition, November 1, 2017.

*Takaki Kato[1], Hajime Kabashima[1], Fumio Kasahara[1]
[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

非常用ディーゼル発電機用高圧電気盤を用いた内部アーク試験

Internal Arc Test with High Voltage Electrical Cabinets for Emergency Diesel Generator

*白井 孝治[1], 宮城 吏[1], 田坂 光司[1], 池 正熏[1], 岩田 幹正[1]

[1]電力中央研究所

東日本大震災の際に女川原子力発電所で発生した高圧電気盤のアーク火災の被害状況を踏まえ、非耐震・アーク未対策の実物大高圧電気盤を用いて、非常用ディーゼル発電機（DG）用受電遮断器でのアーク放電事故を想定し、小電流（5kA）の短絡電流が長時間継続した場合の内部アーク試験を行い、アーク放電時のエネルギー量 E_{arc} やアーク発生後の火災への進展（HEAF 火災）の有無を評価した。

キーワード：高圧電気盤、高エネルギーアーク、内部アーク試験、HEAF 火災、非常用ディーゼル発電機

1. 目的　電気盤内で大規模なアーク放電が発生した場合、アーク放電エネルギーにより電気盤内で発生する高温ガスが盤外あるいは隣接する電気盤内へ噴出し、隣接機器へ熱的影響を及ぼすだけでなく、アーク発生後の二次的な火災により、近接するケーブルや機器へ大きく影響を及ぼす懸念がある。本報では、DG 用受電遮断器でのアーク放電事故を想定し、E_{arc} やフードカロリーメータにより発熱速度を測定し、アーク発生後の火災の進展状況を確認した。図 1 に、内部アーク試験の概要を示す。

2. 試験条件　表 1 に、試験条件を示す。試験に用いた高圧電気盤（盤数：2 面、非耐震・アーク未対策盤）の仕様は、電圧 6.9kV、周波数 50/60Hz、定格短時間電流 40kA×1 秒、遮断器は VCB である。試験時の電圧は 6.9kV、電流は代表 DG の三相短絡電流 5.0kA とした。アーク発生位置は、VCB 室二次側ターミナルとした。通電時間 t_{arc} は、DG 停止までに発生する E_{arc} に相当する短絡電流の持続時間 3 秒に加え、6 秒を考慮した。前面扉の開放状態は通常の運転状態を想定して非開放状態とし、火災時の可燃物として、盤内制御線や二次側 CV ケーブルは電圧を未印加状態で現状を保持した。HEAF 火災発生の判定は、アーク発生後の継続的な発熱速度の有無とした。

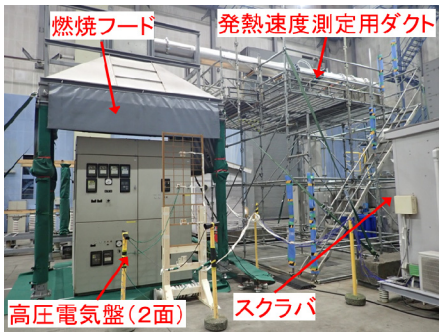


図 1　内部アーク試験概要

表 1　内部アーク試験条件と試験結果

試験番号	発弧位置	試験電圧	試験電流	t_{arc}	E_{arc}	HEAF 火災
1	フィーダー盤 上段 VCB 二次側	6.9kV	5kA	2.69s	14.7MJ	無
2	フィーダー盤 上段 VCB 二次側			3.05s	16.6MJ	無
3	受電盤 下段 VCB 二次側			6.27s	32.3MJ	有

3. 試験結果　図 2 に、t_{arc} と E_{arc} の関係を示す。なお、図中には、これまでに実施した試験（試験電流 20,40 k A）のデータ[1)]をあわせて示した。小電流の場合、t_{arc} が 3 秒以内（E_{arc}<16MJ）では HEAF 火災は発生していない。

4. 結言　小電流の短絡電流が長時間継続した場合の内部アーク試験を実施した。その結果、E_{arc} は、t_{arc} が長くなるにつれて比例的に増大し HEAF 火災に至る場合があり、E_{arc} が 30MJ を超えると、消火作業が必要な HEAF 火災が発生した。

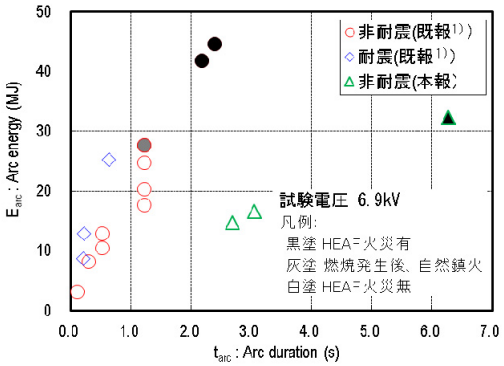


図 2 通電時間 t_{arc} とアークエネルギー量 E_{arc}

参考文献 [1] 白井他, 電中研報告 O16001, 2017 年 3 月

*Koji SHIRAI[1], Tsukasa MIYAGI[1], Koji TASAKA[1], Junghoon JI[1], Mikimasa IWATA[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

General Meeting

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 3:00 AM - 4:00 AM UTC | Room P E21 - E Building

[2P_GM] 「原子力安全部会」第20回全体会議

[2P_GM] General Meeting

General Meeting

[2P_GM] 「原子力安全部会」第20回全体会議

Thu. Sep 6, 2018 12:00 PM - 1:00 PM Room P (E21 -E Building)

[2P_GM]General Meeting

©Atomic Energy Society of Japan

Planning Lecture | Technical division and Network：Nuclear Safety Division

Thu. Sep 6, 2018 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 4:00 AM - 5:30 AM UTC | Room P E21 -E Building

[2P_PL] Learning from Progress of Fukushima Dai-ich Nuclear Accident Clarification

Chair:Naoto Sekimura(Univ. of Tokyo)

[2P_PL01] Technical Bases of Severe Accident Sequence Groups including Fukushima Accident

*Mitsuhiro Kajimoto[1] (1. NRA)

[2P_PL02] Classification of Resolved/Unresolved Issues andImplications for Nuclear Safety Research

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

[2P_PL03] Lessons for Ensuring the Effectiveness of Severe Accident Measures

*Yasunori Yamanaka[1] (1. CRIEPI)

2018年秋の大会

原子力安全部会セッション

福島第一原子力発電所事故の解明の進展から学ぶ
Learning from Progress of Fukushima Dai-ich Nuclear Accident Clarification

（1）重大事故に至る事故シーケンスグループの技術的背景と福島事故

(1) Technical Bases of Severe Accident Sequence Groups including Fukushima Accident

*梶本光廣[1], 星　陽崇[1]
[1]原子力規制庁

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災の際、東京電力福島第一原子力発電所の 1 号から 3 号までが炉心損傷に至るという、重大な事故が発生した（以後、「福島原子力発電所事故」）。事故後に、国会事故調、政府事故調、民間事故調、事業者、規制機関及び研究機関によって事故の分析が進められ、種々の報告書に事故原因の分析及び事故の教訓が取り纏められ公開された[1)]。また、その後、IAEA 及び OECD/NEA 等の国際機関、各国の規制機関及び研究機関からも事故関連の報告書が出された[2)]。

事故後の 2012 年 9 月 19 日に原子力規制委員会が発足し、同年の 10 月から公開の原子力規制委員会「検討チーム」会合において、原子力発電所の安全性に係る従来規制の強化及び重大事故対応の新たな規制を含む新規制基準の策定が進められた。そしてパブリックコメント及び原子力規制委員会を経た後に、2013 年 7 月に施行された。

この報告では、新規制基準の中の「重大事故」に係る事故シーケンスグループについて、事故進展及び放射性物質挙動に関する技術的背景を紹介する。また、これらの技術的背景と福島原子力発電所事故との関連をまとめる。

2. 重大事故に至る事故シーケンスグループ

2-1. 事故シーケンスグループ

シビアアクシデントに至る事故の種類と発生頻度を体系的に分析した WASH-1400（1975）において、確率論的リスク評価の手法が適用され、事故の発端となる起因事象とその後の事故緩和系の作動・不作動の組合せ（事故シーケンス）を樹形図（イベントツリ：ET）で表現する方法が導入された。その後、樹形図は詳細化され大規模で複雑化したが、基本的なアプローチは現在も変わっていない。このような状況の中、シビアアクシデント研究の進展に伴って、事故時の事故進展及び放射性物質挙動を解析する解析コードの開発が各国で進み、樹形図で分類する事故シーケンスの種類は拡大するのではなく、事故進展及び放射性物質挙動の特徴が類似した少数の事故シーケンスグループに分類できることが分ってきた。

1990 年代の初めには、シビアアクシデント研究と確率論的リスク評価の研究の成果とが相互補完できるようになり、事故シーケンスグループの検討が飛躍的に進んだ[3)]。これらの成果は、日本原子力学会の PRA 実施基準にも反映されている。

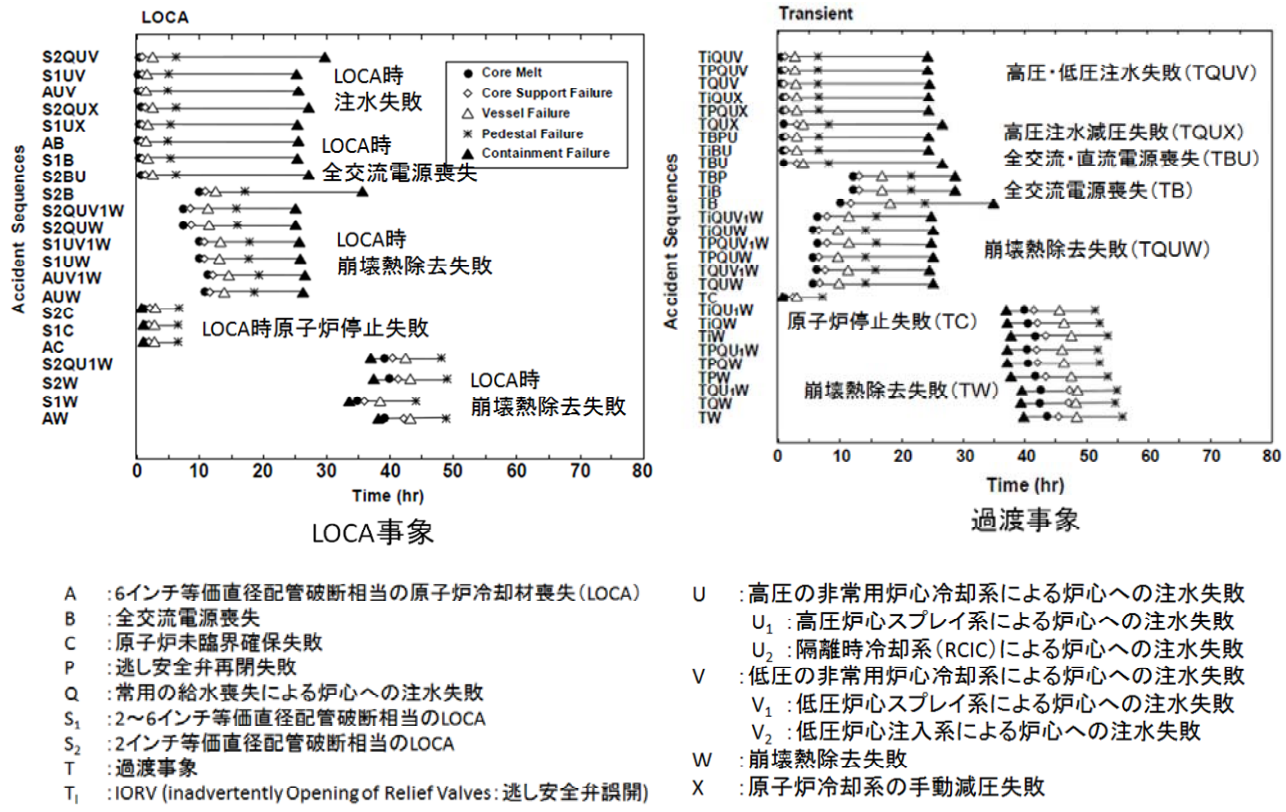
2-2. 重大事故の事故進展の特徴

BWR-5 Mark-II 原子炉施設の事故進展の解析結果を **Figure 1.**に示す。過渡事象発生後に、高圧系及び低圧系による炉心注水が失敗すると早期に炉心損傷に至る（**Figure 1.**の TQUV）。その後、事故緩和系の復旧操作等が失敗すると、原子炉圧力容器破損、格納容器破損に至る。また、全交流電源喪失（**Figure 1.**の TB）では、非常用バッテリーが有効な期間までは、蒸気駆動の隔離時冷却系によって炉心に注水可能である。

---

*Mitsuhiro Kajimoto[1], Harutaka Hoshi[1]
[1]Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA)

また、炉心への注水に成功しても、崩壊熱除去機能が喪失すると **Figure 1.**の TW の事故シーケンスのように、格納容器が先行破損して、その後に炉心損傷に至る。



A :6インチ等価直径配管破断相当の原子炉冷却材喪失(LOCA)
B :全交流電源喪失
C :原子炉未臨界確保失敗
P :逃し安全弁再閉失敗
Q :常用の給水喪失による炉心への注水失敗
S_1 :2～6インチ等価直径配管破断相当のLOCA
S_2 :2インチ等価直径配管破断相当のLOCA
T :過渡事象
T_1 :IORV (inadvertently Opening of Relief Valves:逃し安全弁誤開)
U :高圧の非常用炉心冷却系による炉心への注水失敗
U_1 :高圧炉心スプレイ系による炉心への注水失敗
U_2 :隔離時冷却系(RCIC)による炉心への注水失敗
V :低圧の非常用炉心冷却系による炉心への注水失敗
V_1 :低圧炉心スプレイ系による炉心への注水失敗
V_2 :低圧炉心注入系による炉心への注水失敗
W :崩壊熱除去失敗
X :原子炉冷却系の手動減圧失敗

Figure 1. Accident Progressions of various Accident Sequences
(例えば. OECD/NEA, CSNI-No.176 (1990))

Figure 1.に示したとおり、炉心損傷、原子炉圧力容器、格納容器機能喪失の発生時期が類似した事故シーケンスグループに分けることができる。

2-3. 放射性物質挙動の特徴

シビアアクシデント時の放射性物質挙動を、模式的に **Figure 2.**に示す[4]。事故時に燃料から放出されたエアロゾル状及びガス状の放射性物質は、原子炉冷却系内で沈着すると共に、一部は破断口や逃し安全弁を経由して、格納容器系へ移行する。格納容器内では、沈降及び凝縮等の自然沈着、格納容器スプレイ及び圧力抑制プールなどの工学的安全設備によって雰囲気中から除去される。

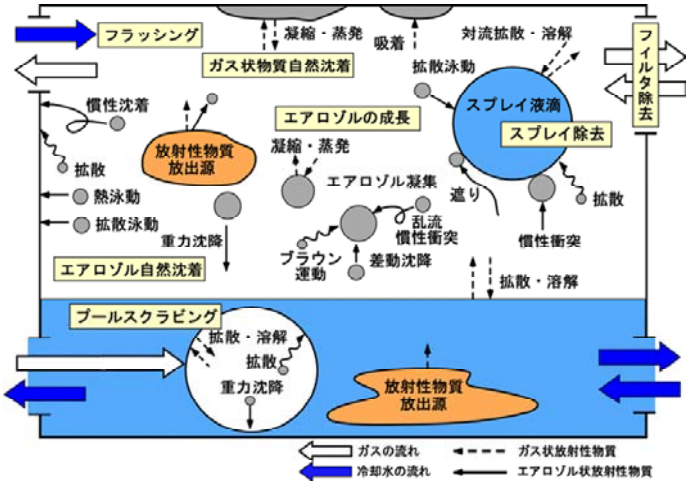


Figure 2. Radionuclide Behavior under Severe Accident Conditions

これらの放射性物質挙動の特徴は、やはり事故進展の事故シーケンスグループで分類できる。**Figure 3.**に格納容器内の放射性物質の沈着割合及び圧力抑制プールにおける放射性物質の除染係数の解析結果を示す[3]。同図の横軸は、炉心損傷開始から格納容器過圧破損に至るまでの時間で表示している。従って、この軸の負の値は、炉心損傷前に格納容器が破損することを示す。放射性物質の種類によって沈着の程度に相違があるものの、**Figure 3.**のとおり、事故進展と同じ事故シーケンスグループで

分類できる。

格納容器（ドライウェル）の沈着割合の傾向を見ると、炉心損傷から格納容器破損に至るまでの時間が長い事故シーケンスでは、沈着量が増加する傾向にある。これは、この期間に格納容器内での自然沈着が進むことによる。

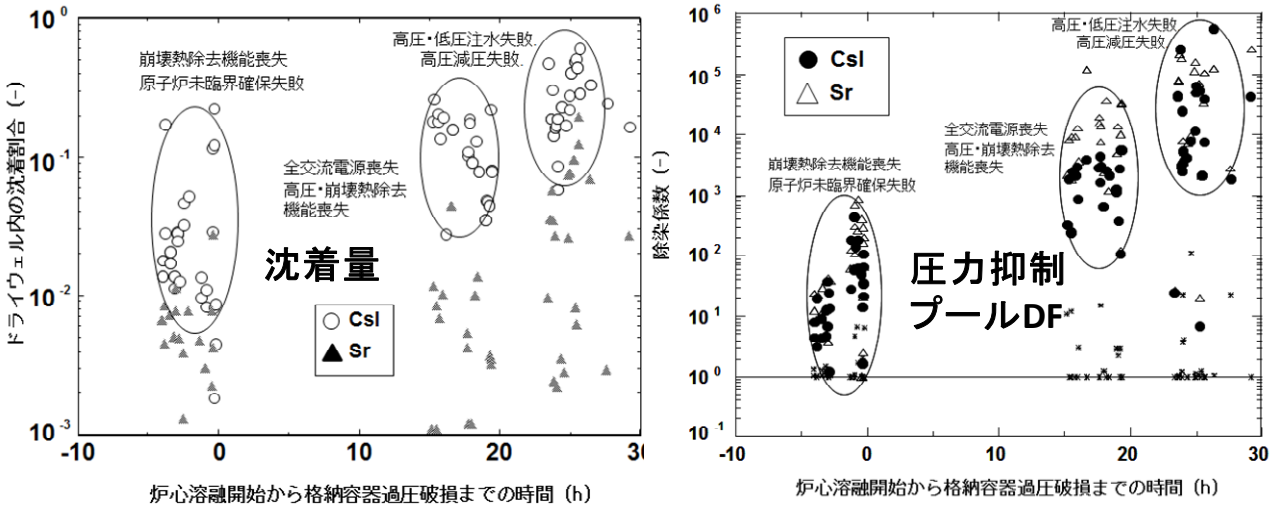


Figure 3. Natural Deposition in the Drywell & Decontamination Factor (DF) at Suppression Pool
(例えば. OECD/NEA, CSNI-No.176 (1990))

また、圧力抑制プールにおける放射性物質の除染係数（DF）をみると、崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンス（TW のグループ）では、炉心から放出された放射性物質が圧力抑制プールに移行する頃には、圧力抑制プールが飽和状態に近いため、プールスクラビングによる放射性物質の除去効率が低下する。

2-4. ソースターム

エアロゾル状及びガス状の放射性物質は、原子炉冷却系及び格納容器系で様々な沈着・除去過程を経た後、一部が大気中に放出される。事故シーケンスグループによって、沈着・除去過程に特徴があり、ソースタームも事故シーケンスグループに応じた特徴を持つことになる。しかしながら、ソースタームは事故シーケンスグループの特徴だけでなく、格納容器の破損個所などの大気中への放出経路に強く依存する。例えば、圧力抑制プールの気相部から放出される場合は、圧力抑制プール内のスクラビングによる放射性物質の除去が期待できる。

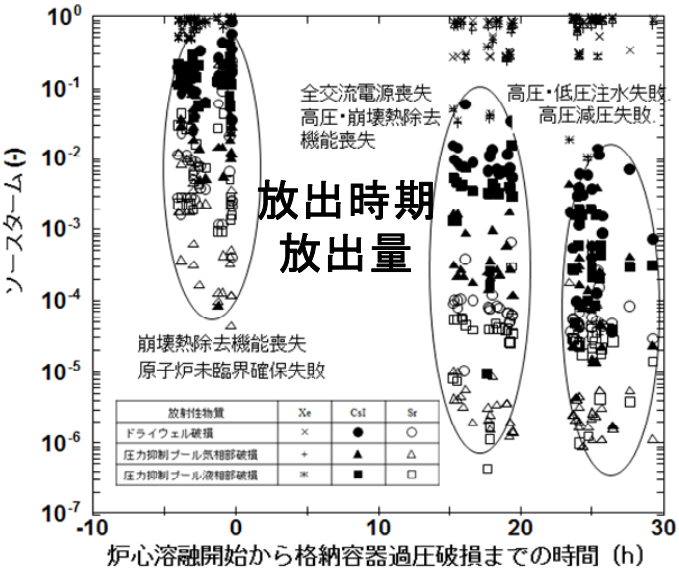


Figure 4. Source Terms
(例えば. OECD/NEA, CSNI-No.176 (1990))

Figure 4.に大気中へのソースタームの解析例を示す[3]。同図には、格納容器過圧破損が、ドライウェル気相部、圧力抑制プール気相部及びウェットウェル液相部で破損する場合の結果をまとめて示している。

よう素類のソースタームを見ると、ウェットウェル気相が破損する場合は、前述の通り、放出経路途上の圧力抑制プールで放射性物質が除染されることから、他の破損部位の場合と比べてソースタームが小さ

い。ドライウェル気相の破損の場合は、雰囲気中の放射性物質の低減は、自然沈着によることになる。ドライウェル気相破損の場合、よう素のソースタームは、炉心内蔵量に対して数%弱である（格納容器先行破損に至る事故シーケンスを除く）。また、よう素類のソースタームと比べて、Sr-Ba 類のソースタームは十分に小さい。

このように、大気中へのソースタームを考える場合は、事故シーケンスグループに加えて、格納容器破損モード（放出経路含む）も考える必要がある。

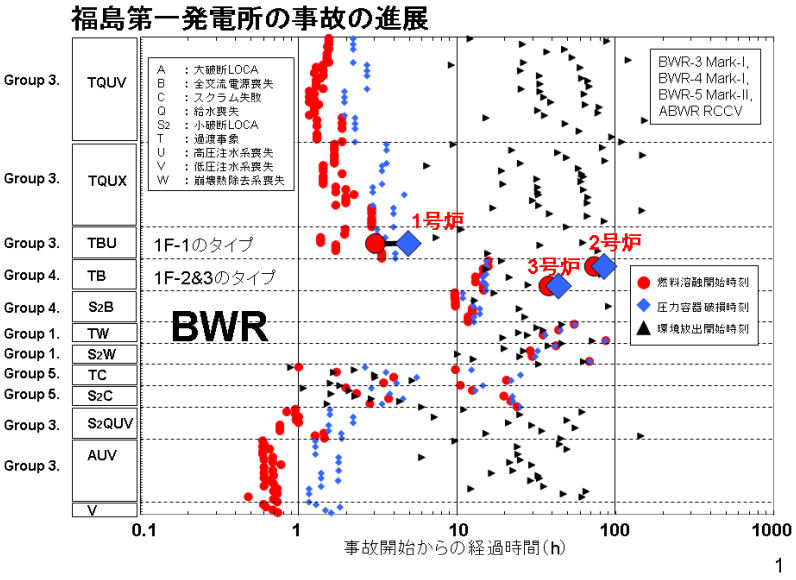


Figure 5. Fukushima Dai-ichi Accident

3. 福島原子力発電所事故

福島原子力発電所事故の炉心損傷等の事象発生時期は、事故後まもなく東京電力及び JNES によって試算された[1),5)]。**Figure 5.** は、MELCOR1.8.5 を適用して福島原子力発電所事故の事故進展を解析した結果を、それまでの JNES の解析結果と合わせて示している[5)]。

福島原子力発電所の 1 号炉は、全交流電源喪失に加えて津波によって直流電源も喪失し、**Figure 5.**の TBU の事故シーケンスと類似の事故進展であった。3 号炉は典型的な全交流電源喪失 TB に類似した事故進展であり、2 号炉は結果的に TB 亜流型の事故進展となった。詳細については、今後の知見を反映して一層の検討が必要である。しかしながら、これまでのシビアアクシデント研究及び確率論的リスク評価の研究の成果が、事故シーケンスを俯瞰したシビアアクシデントの事故進展及び放射性物質挙動の知見を与えていることも確かである。

4. おわりに

福島原子力発電所の事故後、原子力規制員会が発足した 2012 年の 10 月から原子力規制委員会「検討チーム」会合において、重大事故対応の新たな規制を含む新規制基準の策定を進めた。策定のための議論において、福島原子力発電所の事故のタイプだけでなく、それまでのシビアアクシデント研究及び確率論的リスク評価研究の技術的背景を踏まえて、重大事故に至る事故シーケンスグループを体系的に検討した。

福島第一原子力発電所の炉心内及び格納容器内の損傷状況の調査・分析は、現在でも進められている。今後、事故進展及び放射性物質挙動に関する新たな知見を系統的に分析すること、そして得られた知見を原子炉施設の継続的な安全性向上のための方策に着実に反映することが重要である。

1) 例えば、国会事故調報告書(2012), 政府事故調中間・最終報告書(2012), IAEA 日本国政府の報告書(2011).
2) 例えば、IAEA,"Fukushima Daiichi Accident," (2015).
3) 例えば、M.Kajimoto, et. Al., OECD/NEA, CSNI Report No.176 (1990).
4) 梶本光廣、日本原子力学会誌、Vol.48, No.6, 409(2006).
5) 星　陽崇、JNES-RE-2011-0002 (2011).

*Mitsuhiro Kajimoto[1], Harutaka Hoshi[1]
[1]Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA)

2018年秋の大会

原子力安全部会セッション

福島第一原子力発電所事故の解明の進展から学ぶ
Learning from Progress of Fukushima Dai-ich Nuclear Accident Clarification

(2) 解明／未解明事項の整理と原子力安全研究への教訓

(2) Classification of Resolved/Unresolved Issues and Implications for Nuclear Safety Research

*山本　章夫[1]
[1]名古屋大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故から 7 年半が経過し、事故進展に関して、多くの知見が得られてきた。日本原子力学会の福島第一原子力発電所廃炉検討委員会において、「事故進展に関する未解明事項フォローWG」(以下、未解明 WG)が設置され、これまでに得られた知見と、残された未解明事項の整理が行われた。その成果は、2018 年 1 月に報告書として公開されている[1]。

本稿では、この未解明事項の調査と評価において整理された知見や、残された未解明事項に基づき、原子力安全研究において今後取り組むべき課題を議論する。

2. 未解明事項の調査と評価の概要

2-1. 調査方法の概要

未解明 WG では、2014 年 3 月に日本原子力学会より出版された「福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言: 学会事故調 最終報告書」の第 6 章付録に示された「事故進展に関し今後より詳細な調査と検討を要する事項」に加え、52 編の国内外の報告書を精査し、事故進展解明に関する新たな知見や、残された未解明事項を調査している。調査の結果、73 項目の課題について、これまでに得られた知見と、未解明 WG としての評価が「対象号機」「日時」「分類」「対象物」「未解明事項」「内容」「調査資料」「調査結果」「評価結果」からなる整理表として取りまとめられている。

2-2. 評価結果の概要

整理表では、課題は A : 合理的な説明がなされていると判断されるもの、B : 既存発電所の安全対策高度化や廃炉作業の進捗の観点から重要でないと考えられるもの、C : 重要度は高いが、現時点では、これ以上の調査が困難であると考えられるもの、D:重要であり、今後も継続した検討が望まれるものに区分された。

73 項目の課題に対する評価結果は、以下の通りとなっている。

A 合理的な説明がなされていると判断されるもの	: 45%
B 重要でないと考えられるもの	: 8%
C これ以上の調査が困難と判断されるもの	: 4%
D 重要であり、今後も継続した検討が必要と考えられるもの	: 43%

福島第一事故発生時点において「未解明」とされた項目のうち、相当数について「合理的な説明が出来る」だけの知見がこれまでに得られていると判断されている。一方、今後も継続した検討が必要な項目もかなりの数に上る。特に、原子炉容器内、格納容器内の事故進展の詳細に関しては、これまでに実施された調査が限定的であることもあり、多くが継続した検討が必要、との区分になっている。

---

[1] 日本原子力学会　福島第一原子力発電所廃炉検討委員会　「福島第一原子力発電所事故 : 未解明事項の調査と評価」、2018 年 1 月 http://www.aesj.net/activity/activity_for_fukushima/public

3. 原子力安全研究への教訓

3-1. 評価結果から示唆される安全研究の課題

以下では、未解明事項に関する調査結果をまとめた整理表の評価結果に基づき、今後取り組むべきと考えられる安全研究の課題を示す。

(1)津波シミュレーション

建屋に対する津波侵入プロセスについては、高精度津波シミュレーションや廃炉作業において新たに得られる知見を活かして、より詳細な全体像を検討する余地がある。また、建屋や設備の被害状況の再現の観点から、継続して津波シミュレーション手法の高度化に取り組むことが重要である。

(2)海水冷却時の除熱効果

塩分を含む海水を代替注水したときの冷却効果(熱伝達)については、必ずしも知見が十分ではなく、継続して検討する余地がある。

(3)過酷事故時のγヒーティングの効果

炉心に冷却材がない状態では、γヒーティングによる発熱分布は、冠水状態に比べて変化すると考えられるが、定量的な評価はなされていない。この効果を定量化することにより、燃料の温度上昇など、事故進展への影響を評価することができると考えられる。

(4)酸化ジルコニウムの高温特性

酸化ジルコニウムの機械的特性の基礎的なデータは存在するが、高温時の特性も含め、必ずしも最新のデータではないことから、より信頼性の高いデータの取得が望まれる。

(5)DCH、シェルアタック、水蒸気爆発

廃炉作業に伴い、原子炉容器及び格納容器の破損形態、破損メカニズム、原子炉容器内・格納容器内の状況が明らかになると想定されることから、DCH、大規模なシェルアタックや水蒸気爆発が発生しなかったメカニズムを継続して検討することは過酷事故進展の理解の上で重要であると考えられる。

(6)溶融燃料の性状と移行経路

原子炉容器内の状態は、ミューオンによる調査以外の情報は得られておらず、今後、廃炉作業に伴い得られる知見を活かしつつ継続して検討を行う必要がある。また、燃料デブリの性状については、不確かな点が多く、今後継続して検討が必要である。また、得られる知見をシビアアクシデント解析の高度化につなげることが重要である。

(7)原子炉容器・格納容器の損傷、MCCI の状況

原子炉容器、格納容器の損傷状態、MCCI の状況については、詳細は明らかになっておらず、廃炉作業の進展に伴って得られる情報を取り入れつつ、事故進展再現の観点から継続した検討を行うことが必要である。

(8)水素爆発シミュレーション

廃炉作業に伴って得られる現場の情報を加味しつつ、水素爆発シミュレーションの高度化を行うことは、より精緻に現象を理解するために重要である。

(9)過酷事故時の計測機器の信頼性

廃炉作業における現場確認の知見などを活用して、計測機器の信頼性について検討を進めることが望まれる。

(10)RCIC の駆動メカニズムと停止メカニズム

2 号機における RCIC の動作については、二相流による RCIC タービン駆動により、合理的に説明できる。今後、試験などを行うことにより、二相流による RCIC のタービン駆動状況について確認をすることが可能になると考えられる。また、RCIC 停止のメカニズムが推定されているが、廃炉作業時に RCIC の状態を確認することにより、その妥当性を確認することができる。

(11)非凝縮性ガスが S/C の健全性に及ぼす影響

非圧縮性ガスが S/C の健全性に与える影響については、継続して検討が必要と考えられる。

(12)PLR ポンプメカニカルシールの健全性

交流電源喪失時における PLR ポンプメカニカルシールからの冷却材漏えい挙動を把握することは、特に事故対応が長期にわたる場合、重要になる可能性があり、継続して検討が望まれる。

(13)環境中に放出された放射性物質の量や化学形態など

環境中に放出された放射性物質の量については、様々な評価がなされているものの、不確かさが大きい状況である。廃炉作業時の知見などを取り入れることにより、不確かさを低減する検討が可能になると考えられる。また、シビアアクシデント時の放射性物質の移行については、放射性物質の化学形態が重要になるが、知見が十分でない場合があり、今後継続して検討していく必要がある。

(14)モニタリングで測定された放射線のピークと放出量

廃炉作業時に得られる格納容器損傷状態の情報、解析の高度化などを含めて継続して検討することが望まれる。

(15)ウエットベント時の DF

今後、さらに知見を拡充し、様々な条件における DF の不確かさを低減する取り組みが必要であると考えられる。

3-2.安全研究に対する教訓

3-1 でまとめた課題を概観すると、①シミュレーション手法の高度化、②過酷事故時の現象の理解の深化、③ ①・②を支える基礎データの取得に大別することができる。

シミュレーション手法の高度化は、過酷事故解析、津波シミュレーション、水素爆発シミュレーション、大気拡散シミュレーションなどであり、事故時の原子力発電所の振る舞いを正確に予測し、安全対策に活かすという観点から重要ある。

過酷事故時には多種多様の複雑な物理現象が発生する。これまで実機における詳細な観測例が存在しない MCCI や BWR に特有の原子炉容器下部の制御棒駆動機構の破損メカニズム、ウエットベントの性能など、さらに理解を深化させる必要がある課題が存在する。

また、シミュレーション手法の高度化や、現象の理解を深化させるためには、これらを支える基礎的なデータの拡充も必要である。福島第一の事故前は、このような基盤的な安全研究が十分に行われていたとはいえず、福島第一事故後に精力的に取り組まれているとはいえ、さらなる取り組みが必要である。

4. まとめ

本稿では、福島第一原子力発電所事故の事故進展に関し、残された未解明事項を元にして、取り組むべき安全研究の課題を概観した。今後、福島第一の廃炉作業が進展するにつれ、特に原子炉建屋内、格納容器内、原子炉容器内の状況が明らかになり、残された未解明点に関する知見が新たに得られていくものと考えられる。取り組むべき安全研究の課題は、新たに得られる知見を反映しつつ、今後も検討していく必要がある。

*Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

2018年秋の大会

原子力安全部会セッション

福島第一原子力発電所事故の解明の進展から学ぶ
Learning from Progress of Fukushima Dai-ich Nuclear Accident Clarification

(3) シビアアクシデント対策とその実効性確保への教訓

(3) Lessons for Ensuring the Effectiveness of Severe Accident Measures

*山中　康慎[1]

[1]（一財）電力中央研究所

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故は、東北地方太平洋沖地震により引き起こされた津波によって、福島第一原子力発電所１～３号機がシビアアクシデントに至るとともに、放射性物質を環境に放出した事故である。

国内の電気事業者は、1992 年 7 月の通商産業省（当時）からの要請に基づき、自主的な保安対策としてのシビアアクシデント対策を整備済みであったが、これらは建屋内への浸水によって交流電源に加え直流電源も喪失したことから、シビアアクシデント対策は十分にその効果を発揮することは出来なかった。

本稿では、国内の電気事業者が福島第一原子力発電所事故を踏まえて整備・拡充したシビアアクシデント対策等を概観するとともに、実効性確保に向けた取組についても紹介する。また、それらを踏まえた今後の課題についても議論する。

2. 国内電気事業者が進めるシビアアクシデント対策

福島第一原子力発電所事故を踏まえて、国内電気事業者が福島第一原子力発電所の事故を踏まえて実施した対策には以下の３つに分類される。

①設備対応（新設、追設）

②人的対応（緊急時対応組織、手順書整備、訓練の充実）

③その他

設備対策については、福島第一原子力発電所事故を受けて新たに導入された新規制基準への対応という側面が強いが、特定重大事故対処設備や BWR に要求されたフィルターベント等、事故の教訓を反映しようとした対策となっている。また、福島第一原子力発電所事故では津波によって発生したガレキ等によって事故対応が阻害された経験もあることから、それらを取り除くためのホイールローダー等の整備も行っているところである。

さらに、これらを十分に機能させるための対策として、人的な対策も取られており、緊急時組織の拡充や、手順書の整備、訓練の充実等が行われている。

3. 今後の課題

既に述べたとおり、福島第一原子力発電所事故の教訓を反映し、多くの設備が新設若しくは追設され、それらを有効に活用するための人的対応についても充実されてきている。

一方で、諸外国では福島第一原子力発電所事故分析の結果等について、さらなる検討が進められ対策の充実化を図ろうとする動きがある。

事故の当事国である我が国においても、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた実効的な対策となっているかについて振り返りが必要である。

---

*Yasunori Yamanaka[1]

[1]Central Reserch Institute of Electric Power Company,

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

Thu. Sep 6, 2018 2:45 PM - 4:55 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 5:45 AM - 7:55 AM UTC | Room P E21 -E Building

[2P10-17] Spent Fuel Pool

Chair:Yamato Hayashi(TOSHIBA ESS)

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

[2P10] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(20) Overview

*Yoshiyuki Kaji[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Taku Nagatake[1], Hiroyuki Yoshida[1], Masayuki Tojo[2], Daisuke Goto[2], Satoshi Nishimura[3], Hiroaki Suzuki[4], Masaaki Yamato[5] (1. JAEA, 2. GNF-J, 3. CRIEPI, 4. IAE, 5. MHI)

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

[2P11] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(21) Investigation of cladding oxidation model

*Yoshiyuki Nemoto[1], Takashi Onizawa[1], Yoshiyuki Kaji[1], Kazuo Nakashima[2], Toru Kanazawa[2], Masayuki Tojo[2] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Global Nuclear Fuel - Japan)

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

[2P12] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(22) Acquisition of Validation Data by 4x4 Simulated Fuel Bundle

*Taku Nagatake[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Yoshiyuki Kaji[1] (1. Japan Atomic Energy Agency)

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

[2P13] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(23) CFD analysis for the loss of coolant accident in SFP with Zircaroy cladding oxidation model

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

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

[2P14] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(24) Create a data base of BWR fuel temperature in SFP based on the steady-state heat transfer analyses

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

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

[2P15] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(25) Experiment and analysis of the water level mismatch between in and out of CB of BWR fuel under Loss of Cooling System

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

4:15 PM - 4:30 PM JST | 7:15 AM - 7:30 AM UTC

[2P16] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(26) Characteristics Evaluation of Fuel Cladding Oxidation Model with MAAP Code

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

4:30 PM - 4:45 PM JST | 7:30 AM - 7:45 AM UTC

[2P17] Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(27) Improvement of SAMPSON code and evaluation of cooling characteristics of SFP spray

*Hiroaki Suzuki[1], Yoshihiro Morita[1], Masanori Naitoh[1], Yoshiyuki Nemoto[2], Yoshiyuki Kaji[2] (1. IAE, 2. JAEA)

4:45 PM - 4:55 PM JST | 7:45 AM - 7:55 AM UTC

Time reserved for Chair

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
(20) 全体概要

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(20) Overview

*加治芳行[1]　根本義之[1] 永武拓[1] 吉田啓之[1] 東條匡志[2] 後藤大輔[2] 西村聡[3] 鈴木洋明[4] 大和正明[5]
[1]原子力機構, [2]GNF-J, [3]電中研, [4]エネ総研, [5]MHI

本研究は、重大事故の発生時における使用済燃料プールでの燃料被覆管の温度上昇や、燃料破損等の事象進展を精緻に再現できる重大事故解析手法を高度化することを目的とし、使用済燃料プールにおける重大事故を想定し、燃料貯蔵の安全対策を定量的に評価するための重大事故解析手法を高度化することを目的として行った。本発表では、全体概要を報告する。

キーワード：使用済み燃料プール、被覆管、酸化、事故、安全性

１．緒言　原子炉内での事故進展等の把握のための重大事故解析手法を使用済燃料プールでの冷却水の損失または水位低下による事故進展把握と安全対策の有効性を検討可能なように高度化することが重要である。そこで本事業では、不確かさが大きい燃料被覆管の酸化モデルと冷却スプレイの冷却性能評価モデルの開発を行うとともに、３次元臨界解析手法を構築し使用済燃料の燃料配置の考え方を提示することを目標として事業を実施した。本事業全体の成果と今後の課題について、項目別に以下にまとめる。

２．成果の概要　①小型サンプル用試験装置を用いて、使用済み燃料プール(SFP)事故を模擬した高温環境下における被覆管表面の酸化層の成長速度（重量変化)、酸化皮膜の様相等の基礎物性データを取得し、当該条件における被覆管酸化挙動に関する知見を得るとともに、取得したデータを基に酸化モデルを構築した。酸化モデルは、MAAP、SAMPSON 等の重大事故解析コードに導入し、SFP 事故の解析に用いた。②可搬型スプレイ設備を用いた冷却を実施した際に発生が懸念される CCFL 現象に着目し、可視化試験装置を用いた試験を実施することにより、評価式の構築を行い、実験データを±20%の範囲で評価できることを確認した。③冷却性能評価解解析コードの開発においては、二流体解析コード ACE3D を改良後、CCFL 試験およびスプレイ冷却試験の試験模擬解析を実施し、妥当な結果が得られることを確認した。④改良した Zr 酸化反応モデルを組み込み高度化した MAAP コード（バージョン 5.04 ベータ）を用い、SFP の安全対策（スプレイ冷却、代替注水冷却、燃料配置）を考慮した条件で SFP 事故進展解析を実施し、その有効性を評価した。⑤本事業で得られた空気中酸化反応モデル（小型サンプル試験結果等）の組み込み、スプレイによる冷却モデルの MCRA モジュールへの組み込みを実施し改良した SAMPSON コードの検証解析を代表的な沸騰水型原子力発電所の使用済燃料プールを対象に実施し、ジルコニウムの酸化反応モデルの影響、スプレイ冷却モデルの機能の妥当性を確認した。⑥定常熱伝達解析によるラック体系三次元温度評価や三次元臨界解析などの定量的評価に基づき、熱的・核的な観点から BWR 燃料配置手法の考え方を提案した。例えばトータル崩壊熱が等しいときは市松(一様)配置よりも外周配置の方が最高温度は低く、高反応度燃料の集中を避ければ燃料破損時でも未臨界を維持できる。⑦BWR 及び PWR における安全対策の有効性評価に係る検討を実施し、抽出した検討課題と本事業での対応状況と今後の課題事項を整理した。

３．今後の課題　今後の課題として、スプレイ冷却の有効性評価や分散配置による冷却性向上の有効性評価に関しては、実機条件での検討が必要である。また、プールスケールでの CFD 解析モデルの検証等には、国際協力の場を利用した大規模な実験への参画による検証データの拡充が必要である。

本報告は、経済産業省の「平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（重大事故解析手法の高度化)」にて得られた成果の一部である。

---

* Yoshiyuki Kaji[1], Yoshiyuki Nemoto[1], Taku Nagatake[1], Hiroyuki Yoshida[1], Masayuki Tojo[2], Daisuke Goto[2], Satoshi Nishimura[3], Hiroaki Suzuki[4], Masaaki Yamato[5]
[1]JAEA, [2]GNF-J, [3]CRIEPI, [4]INE, [5]MHI

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
(21) 被覆管酸化モデルに関する検討

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(21) Investigation of cladding oxidation model

*根本 義之[1], 鬼澤 崇[1], 加治 芳行[1], 中島 一雄[2], 金沢 徹[2], 東條 匡志[2]
[1]JAEA, [2]GNF-J

使用済燃料プール(SFP)の事故解析には、被覆管の当該事故条件での酸化モデルの構築が必要である。本研究では、長尺被覆管を用いた事故時模擬温度条件、環境条件での酸化試験結果と、構築した酸化モデルによる解析結果について比較検討を行い、酸化モデルの改良について検討した。

キーワード：使用済み燃料プール、燃料被覆管、酸化、事故、安全性

1．緒言　SFP 冷却水の損失または水位低下による事故の解析を目的とした重大事故解析コードの高度化のため、本研究ではこれまでに被覆管の空気 100%の雰囲気中での高温酸化挙動のモデル化、及び SFP 冷却水損失事故を模擬した条件での長尺被覆管の酸化試験を行い、酸化モデルによる解析結果と酸化層成長の測定結果がよく一致することを報告した。SFP 事故では被覆管が空気と水蒸気の混合雰囲気中で高温酸化する条件も考えられるが、これまでの熱天秤での試験では、その場合、空気中よりも被覆管酸化が速くなる結果が示されている。本研究では空気と水蒸気の混合雰囲気中での酸化モデルの構築及び検証試験を行い、モデルの妥当性及び改良について検討した。

2．試験方法　20mm 長のジルカロイ 2(Zry2)被覆管サンプルを用いた 600～1100℃での酸化試験を、空気と水蒸気の混合比 0～100%の雰囲気中で熱天秤を用いて行い、その結果に基づいて酸化モデルの構築を行った。また上端を閉塞した 500mm 長の Zry2 被覆管に軸方向に約 150℃/m 程度の温度勾配を付け、一定流量の空気と水蒸気の混合ガス中で徐々に加熱し、最高 1050℃まで加熱する酸化試験を行った。試験後の試料の断面観察により、酸化層成長を評価した。また構築した酸化モデルを用いた酸化層成長の数値解析を行い、試験結果との比較を行った。

3．結果と考察　熱天秤による試験で得られた被覆管酸化挙動の、雰囲気中の空気と水蒸気の混合比への依存性は、試験温度によって異なる傾向を示した。そのため本研究では、各温度条件での酸化が最も速い混合比での酸化速度定数等の値を基に温度依存性の式を作成し酸化モデルの構築を行った。図 1 に空気 100%の雰囲気中及び空気 90%+水蒸気 10%の混合雰囲気中で、同じ温度履歴を与えて行った長尺被覆管の酸化試験後の、上端から 20mm の位置での周方向断面の観察結果を示す。酸化層は図 1 (b)に示した、空気と水蒸気の混合雰囲気中でより厚くなっていることが観察された。またいずれの場合も多孔質な酸化層の中に窒化物の生成が観察された。図 2 に周方向断面で測定した酸化層厚さの平均値と最大値を被覆管上端からの距離に対してプロットした結果を示す。また酸化モデルによる酸化層厚さの計算結果を同じくプロットした。空気 100%の雰囲気中での酸化層成長は、測定値の最大値とこれまでに構築した空気中での酸化モデルによる計算値が近い傾向となった。一方、混合雰囲気中の新規の酸化モデルでの計算結果は、測定値に対して顕著な過大評価となった。講演では酸化モデルの SFP 事故解析適用に関連した今後の課題等について議論する。

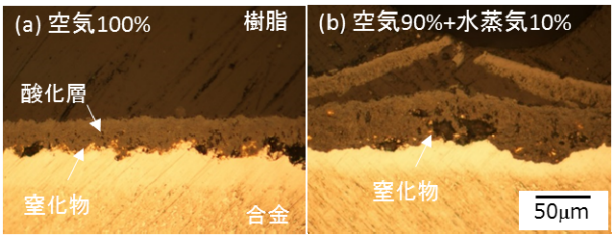


図１　被覆管上端から 20㎜ の位置での酸化層断面写真

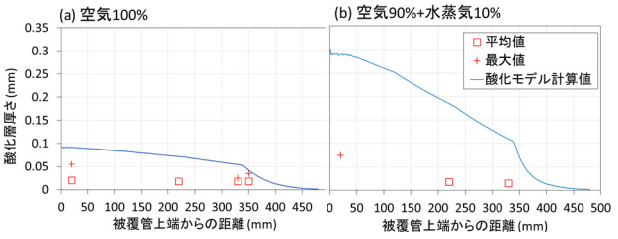


図２　酸化層厚さの位置依存性（断面での平均値(□)、最大値（+)、酸化モデル計算値（—））

本研究は、経済産業省の「平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

*Yoshiyuki Nemoto[1], Takashi Onizawa[1], Yoshiyuki Kaji[1], Kazuo Nakashima[2], Toru Kanazawa[2], Masayuki Tojo[2]
[1]JAEA, [2]GNF-J

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（22）4×4 模擬燃料集合体を用いた検証データの取得

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(22) Acquisition of Validation Data by 4x4 Simulated Fuel Bundle

*永武拓[1]，柴田光彦[1]，吉田啓之[1]，根本義之[1]，加治芳行[1]

[1]日本原子力研究開発機構

使用済燃料プールの重大事故（プール水喪失等）時に適用しうる重大事故解析手法の高度化を進めており、その一環として実施した、可搬式スプレイによる冷却を想定した試験の結果について報告する。

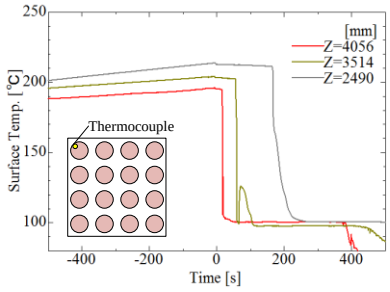
キーワード：使用済み燃料プール，スプレイ冷却，熱流動，事故，安全性

1. 緒言

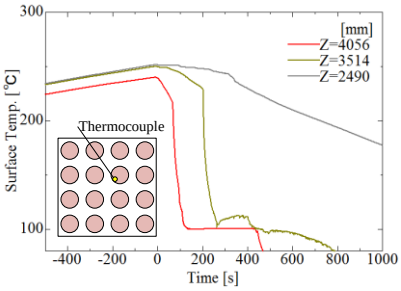
使用済燃料プールにおける重大事故進展把握と安全対策有効性検討のために重大事故解析手法の高度化を進めているが、その一環として可搬式スプレイによる冷却試験を実施している[1]。本報では、試験で取得した 4×4 ロッド模擬燃料集合体内温度変化について報告する。

2. 試験及び結果

模擬燃料集合体（以下集合体）のロッド径及び間隔は 11.1、14.3mm であり、熱電対により集合体内部の温度分布を計測した。発熱区間は集合体下端を z=0 として 200～3,900mm である。試験では、z=1,000mm に水位(水温 100℃)を形成し、ロッド内部の電気ヒータにより昇温した後、集合体上部からスプレイした。結果の一例として、加熱量 0.09kW/本(定格運転時の約 0.5%)、スプレイ流量及び温度 20l/min、15℃の場合のコーナー部及び中心部の温度を、スプレイ開始時を t=0 として図 1 に示す。z=4,056mm では、スプレイの開始後すぐに緩やかな温度の低下が始まり、コーナー部では約 20 秒、中心部では約 70 秒から温度が急激に低下した。これは、雰囲気温度の低下による緩やかな温度低下の状態から、液膜などの接触による急激な温度低下へと変化したためと考えられる。このような温度低下速度の変化は図示した全計測点で確認できるが、中心部の z=2,490mm ではその傾向は明瞭ではない。これは、到達する液膜の分布が集合体内で均一ではなく、中心部の熱電対設置位置には液膜は接触せず、液膜等の流下による付近の温度低下による影響が現れたためと考えられる。



(a) コーナー部



(b)中心部

図 1 模擬燃料集合体内温度分布

3. 結論

使用済燃料プールにおけるスプレイ冷却過程に対して、集合体内温度分布計測を実施し、検証データを取得した。流下する液膜等の非均一性により、断面内で冷却速度が影響を受けることを確認した。

謝辞

本報告は、経済産業省の「平成２９年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

参考文献 [1] 永武、他、第 22 回動力エネルギー技術シンポジウム、B223、(2017)

*Taku Nagatake[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1], Yoshiyuki Nemoto[1] and Yoshiyuki Kaji[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（23）被覆管酸化反応を考慮した SFP 事故事象の CFD 解析

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(23) CFD analysis for the loss of coolant accident in SFP with Zircalloy-2 cladding oxidation model

*東條 匡志[1]，金沢 徹[1]，小林 謙祐[1]，後藤 大輔[1]，根本 義之[2]，加治 芳行[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

前回[1]報告した SFP を含む原子炉建屋オペレーティングフロア全域を対象とした CFD 解析結果を参考に、最高温度となった集合体を含む使用済み燃料ラック体系を対象に、最高温度燃料の幾何形状を取り扱い、酸化反応による発熱と輻射熱による放熱を考慮した CFD 解析を行い、放熱特性や高温時の酸素欠乏による酸化抑制に関する知見を得た。

キーワード： BWR，SFP，冷却材喪失事故，CFD，燃料被覆管，酸化反応モデル

1. 緒言　SFP における冷却材喪失事故時には，水蒸気中／空気中に露出した燃料棒の温度が崩壊熱により上昇し，原子炉建屋内全域に渡る自然対流により冷却される。大規模自然対流場における解析結果をもとに境界条件を設定した使用済み燃料ラック及び使用済み燃料体系の CFD 解析により、酸化反応量、残存酸素量、被覆管温度を評価する。

2. CFD モデリング　原子炉建屋内全域に渡る自然対流を把握する目的で実施した前解析[1]では、計算負荷低減のため使用済み燃料はポーラス体で近似した。今回は、この時得られた温度分布をもとに、最高温度燃料を含む使用済み燃料ラック 1 台の体系を切り出し、より詳細なメッシュ構造により CFD 解析を実施した。最高温度燃料については、厳密な燃料棒形状やチャンネルボックス（ＣＢ）などを模擬し、輻射熱伝達や被覆管表面の酸化反応熱を考慮した非定常解析を行った。使用済み燃料ラックの温度分布には前回[1]得られた結果を初期条件として与えた。

3. 酸化挙動と燃料温度特性　高温となる発熱有効長下端水位条件では、ＣＢ内の流動は抑制され、上部からもほとんど流入しない。また被覆管温度が非常に高いため、非定常解析開始直後に、即座に酸素が消費されＣＢ内の酸素は枯渇する。これにより被覆管の酸化反応が抑制されることが分かった。（**図 1**）その結果、時間の経過とともに集合体内温度分布は平坦化され、ほぼ定常な状態に至った。その時の被覆管最高温度は、前回ポーラス体近似で得られた最高温度と比較的よく一致した。このことから、前回報告の温度分布に関する知見も、一定の信頼がおけることも分かった。（**図 2**）

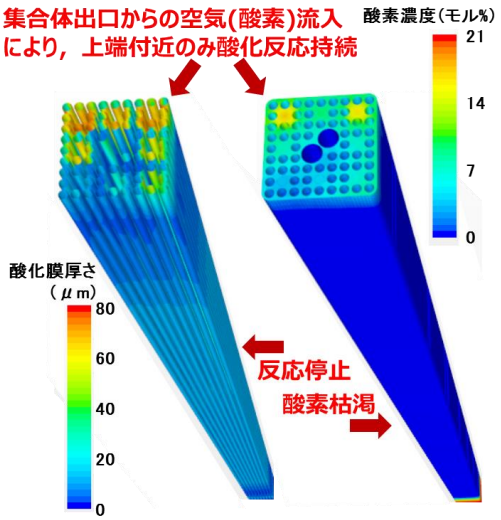


図1　輻射・酸化反応考慮時の酸化膜厚さと酸素濃度

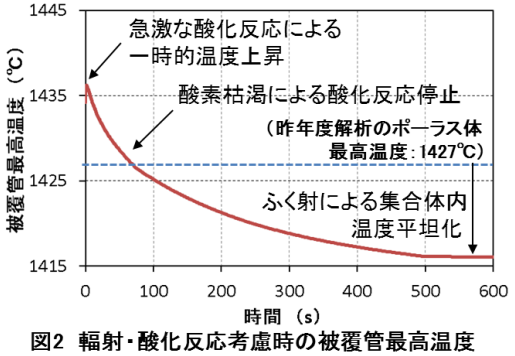


図2　輻射・酸化反応考慮時の被覆管最高温度

4. 結言　燃料棒形状を考慮した CFD 解析を実施した。高温となる発熱有効長下端水位条件では、燃料上部からの空気流入も少なく、酸化反応によりＣＢ内の酸素が枯渇するため酸化反応が抑制されることが分かった。

本報告は、経済産業省の「平成２９年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

参考文献

[1] 小林　他、2017 年秋の大会、1B03

---

* Masayuki Tojo[1], Toru Kanazawa[1], Kensuke Kobayashi[1], Daisuke Goto[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA.

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（24）定常熱伝達解析に基づく SFP 内燃料温度のデータベース作成

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(24) Create a data base of BWR fuel temperature in SFP based on the steady-state heat transfer analyses

*後藤 大輔[1]，小林 謙祐[1]，東條 匡志[1]，根本 義之[2]，加治 芳行[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA

2016 年報告の 3 次元定常熱伝達解析手法[1] を用い、BWR 使用済燃料ラックの設計タイプ、設置条件、崩壊熱量、発熱分布などを考慮したパラメータサーベイを行い、ラック内の最高燃料温度を把握するためのデータベースを作成した。

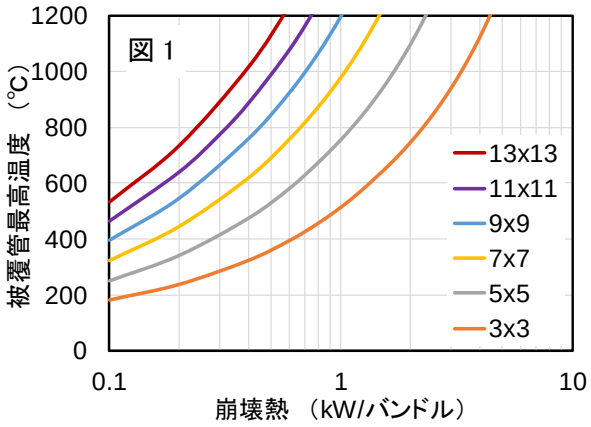
キーワード： BWR，SFP，定常熱伝達解析，燃料被覆管温度

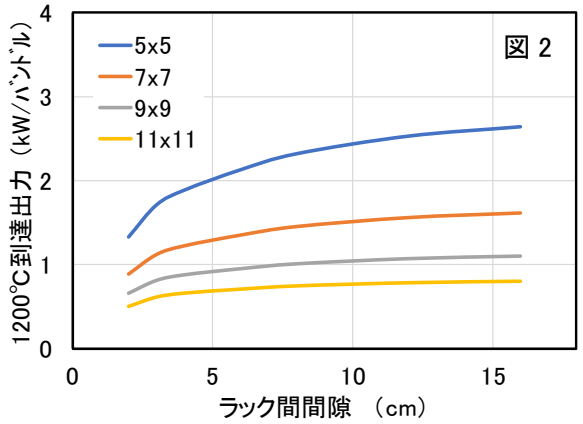
1. 緒言　BWR の SFP 水位が低下した際の、ラック内使用済燃料被覆管最高温度概略値を推定できるよう、ベース温度とラック配置・構造、崩壊熱分布に係る感度を評価した。

2. ベース評価　行および列が 13 以下の BWR 正方配列稠密ラックについて、各燃料の崩壊熱が 100W～10kW の範囲で被覆管最高温度を評価した。水位はラック下部ベースが露出した場合と燃料有効部下端（図 1）とを想定した。

3. 感度評価　隣接ラック間間隙は 3cm 以下で急激に冷却能力が低下する(図 2)。ラック下部の冷却材流入孔径は通常の範囲では被覆管最高温度への影響があまり大きくない。ラック内崩壊熱分布の影響は大きいが、詳細な分布構造にはあまり依存せず、崩壊熱が全体的にラック外周寄りであるほど被覆管最高温度が低下する。などの感度が得られた。ベース評価の結果と組み合わせて被覆管温度を推定できる。

本報告は、経済産業省の「平成２９年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。





参考文献

[1] 後藤　他、2016 年秋の大会、2E21

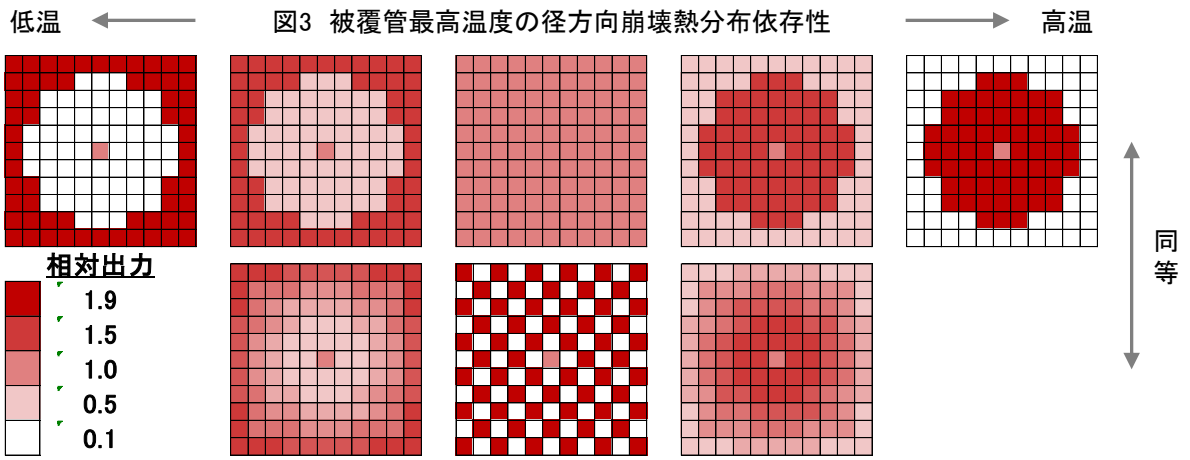


図3　被覆管最高温度の径方向崩壊熱分布依存性

* Daisuke Goto[1], Kensuke Kobayashi[1], Masayuki Tojo[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA.

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（25）冷却機能喪失時の BWR 燃料のチャンネルボックス内外の水位差発生を模擬した実験とボイド相関式による解析評価

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(25) Experiment and analysis of the water level mismatch between in and out of CB of BWR fuel under Loss of Cooling System

*小林 謙祐[1]，後藤 大輔[1]，東條 匡志[1]，根本 義之[2]，加治 芳行[2]

[1]GNF-J，[2]JAEA

BWR の角管タイプ SFP では冷却機能喪失時にチャンネルボックス内外に水位差が生じ臨界性に影響する可能性が指摘されている。臨界評価の前提となるチャンネルボックス内のボイド率を評価した相関式について，水位差発生を模擬した実験を実施し，解析結果と比較することでその妥当性を検討した。

キーワード：BWR，SFP，水位差，冷却機能喪失

1. 緒言

BWR の角管タイプ SFP において，冷却機能喪失時にチャンネルボックス内外に水位差が生じ，臨界性に影響を与える可能性が指摘されている[1]。2016 年秋の大会においては，その臨界性に与える影響の程度について報告を行った[2]。ただし，その際のボイド率軸方向分布算出に使用したボイド相関式は，その妥当性が確認されていなかった。今回，チャンネルボックス内外に水位差が生じる状況を模擬した実験を実施し，ボイド相関式の妥当性を検討した。

2. 実験及び検討

実験装置の概要を図 1 に示す。ヒーターを加熱すると，模擬燃料集合体内でボイド発生し，水密度が低下して模擬燃料集合体内と集合体外に水位差が生じる。これにより，チャンネルボックス内外に水位差が生じる状況を模擬した実験を実施した。

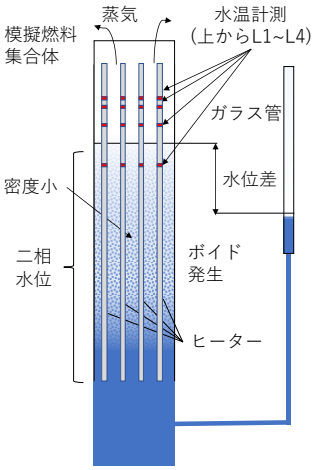


図 1　実験装置概要図

ボイド相関式の妥当性の検討において，直接ボイド率軸方向分布を測定するのは困難である。よって，まず模擬燃料集合体外の水位とヒーターの発熱量からボイド相関式を用いて模擬燃料集合体内のボイド率軸方向分布を求め，そこから模擬燃料集合体内の 2 相水位高さを求めた。また，実験では高さ別に温度計を設置し，水温が水の飽和温度から初めて上昇したときに 2 相水位の上端に温度計があるとみなして，その高さを 2 相水位とした。ボイド相関式及び実験結果から求めた 2 相水位を比較することにより，ボイド相関式の妥当性を検討した。図 2 に模擬燃料集合体内の水温の測定結果を示す。

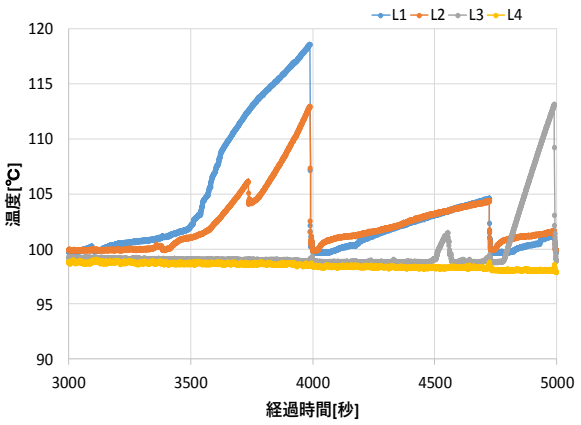


図 2　模擬燃料集合体内の水温

3. まとめ

チャンネルボックス内外の水位差発生を模擬した実験を実施し，2016 年報告時の水位差算出に使用したボイド相関式の妥当性の検討を行った。本報告は、経済産業省の「平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である

参考文献

[1] 酒井他，O35，2014 年春の年会　[2] 小林他，2E22，　2016 年秋の大会

*Kensuke Kobayashi[1], Daisuke Goto[1], Masayuki Tojo[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]

[1]GNF-J, [2]JAEA.

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（26）MAAP を用いた燃料被覆管酸化モデルの特性評価

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool
(26) Characteristics Evaluation of Fuel Cladding Oxidation Model with MAAP Code

*西村 聡[1]，佐竹 正哲[1]，西 義久[1]，加治 芳行[2]，根本 義之[2]，
[1]電中研，[2]原子力機構

原子力機構が新たに提案した燃料被覆管酸化モデルを重大事故解析コード MAAP に導入して代表的な SFP 重大事故解析を実施し、既往酸化モデルとの結果の比較を通じて、提案したモデルの特性を把握した。

キーワード：SFP，重大事故，ジルコニウム酸化反応，MAAP，安全解析

1. 緒言

2013 年 7 月に施行された新規制基準では、原子炉に加えて SFP を対象とした安全対策の実施とその有効性評価が要求されている。本研究では、これまでに MAAP を用いて SFP での冷却機能喪失事故等を対象とした事故進展解析を実施し、初期水位や崩壊熱が被覆管破損時間や水素生成量に及ぼす影響[1]や、スプレイ及び代替注水[2]、燃料分散配置[3]といった安全対策の有効性を評価した。本報では、SFP での事故進展に影響を及ぼす燃料被覆管酸化モデルについて、原子力機構が新たに提案したモデル[4]の特性を把握する。

2. 評価対象プラント及び解析条件

評価対象は、既報[1]と同様（国内 BWR プラント SFP、1100MWe 級 S 格子型燃料集合体）とした。本研究では、MAAP5.05 ベータ版に新たに組み込まれた原子力機構提案の燃料被覆管酸化モデルを用いて、冷却水喪失事故（初期水位ゼロ）を対象とした事故進展解析を実施し、既往の MAAP 付属の ANL モデル（2 種類）及び NUREG モデルを使用した場合の結果と比較した。燃料集合体 1 体あたりの崩壊熱は 1.0kW とした。SFP 内相対湿度は、被覆管のジルコニウム（Zr）成分の空気による酸化反応の影響を調べるため、ゼロとした。

3. 結果と考察

被覆管破損温度到達時間で比較した場合、原子力機構提案モデルは比較的低温での酸化反応速度の違いに起因して、ANL モデルと同等かあるいはわずかに長くなる傾向が確認された。一方、被覆管酸化反応が進展した後の被覆管温度の上昇率には差は見られなかった（図 1）。

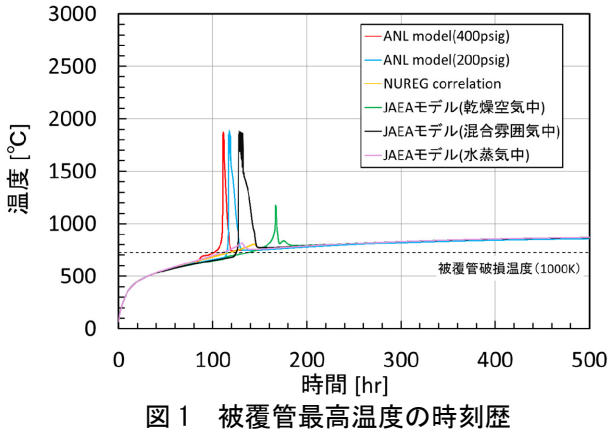


図 1　被覆管最高温度の時刻歴

Zr−空気反応による発熱のため被覆管最高温度は急上昇するが、酸素の枯渇による反応停止後、ふく射と自然対流により冷却されて温度は低下

参考文献

[1] 西村他、日本原子力学会「2015 年秋の大会」、F04. [2] 西村他、日本原子力学会「2016 年秋の大会」、2E23.
[3] 西村他、日本原子力学会「2017 年秋の大会」、1B06. [4] 根本他、日本原子力学会「2018 年秋の大会」.

本報告は、経済産業省の「平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

*Satoshi Nishimura[1], Masaaki Satake[1], Yoshihisa Nishi[1], Yoshiyuki Kaji[2] and Yoshiyuki Nemoto[2]
[1]CRIEPI, [2]JAEA

使用済み燃料プールの事故時の安全性向上に関する研究
（27）SAMPSON の改良及び SFP スプレイの冷却特性評価

Study on Improvement of Safety for Accident Conditions in Spent Fuel Pool

(27) Improvement of SAMPSON code and evaluation of cooling characteristics of SFP spray

*鈴木 洋明[1]，森田 能弘[1]，内藤 正則[1]，加治 芳行[2]，根本 義之[2]

[1]エネ総工研，[2]日本原子力研究開発機構

使用済燃料プールでの事故解析を目的として、空気中 Zr 酸化反応、スプレイ冷却などのモデルを追加した SAMPSON コードを整備した。本発表では空気中 Zr 酸化反応モデルの影響、スプレイ実験を対象とした検証、及び SFP 安全対策としてのスプレイ冷却の有効性評価結果を紹介する。

キーワード：使用済燃料プール、事故時、安全性向上、スプレイ、SAMPSON

1. 緒言

使用済み燃料プール(SFP)には炉心よりも多くの燃料集合体が保管されている場合があり、冷却機能喪失あるいはプール水喪失が発生した場合における SFP の事象を解析することは安全性を評価する上で重要である。本研究では使用済燃料プールでの事故解析を目的として、空気中 Zr 酸化反応、スプレイ冷却などのモデルを追加した SAMPSON コードを整備した。

2. SAMPSON の改良

SFP における燃料温度上昇、デブリ移行、FP 放出などの挙動を解析できるように SAMPSON の解析モジュールを改良した（図 1）。空気中の酸化反応モデルを新たに追加し、本事業で得られたモデルや ANL が作成したモデルを選択可能とした。スプレイ冷却の評価のため、燃料集合体上部での CCFL 相関式、液膜冷却時の燃料棒濡れモデル等を追加した。

3. 解析結果・考察

冷却水の全抜けを想定した実機解析（集合体出力 6.6kW/体）により、空気中 Zr 酸化反応モデルの影響を確認した。モデルにより反応割合の温度依存性に差があるものの、反応量が空気の供給量で制限され、燃料棒の温度上昇に大きな差は生じなかった。次に、本事業で実施されたスプレイ実験を対象とした検証解析を実施し、解析の燃料集合体上部の温度変化は実験の平均値と概ね一致する結果を得た。但し、実験では落下水により冷却される燃料棒と冷却が不十分な燃料棒が発生したが、解析は代表燃料棒 1 本でモデル化しており、このような冷却不均一性の考慮は今後の課題である。実機を対象としたスプレイ冷却解析を実施し、集合体出力が 13.4kW/体より小さい場合、燃料棒が 900K に到達する前にスプレイを開始すれば、燃料棒は 1000K を超えることなく冷却される結果となった（図 2）。本報告は、経済産業省の「平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（重大事故解析手法の高度化）」にて得られた成果の一部である。

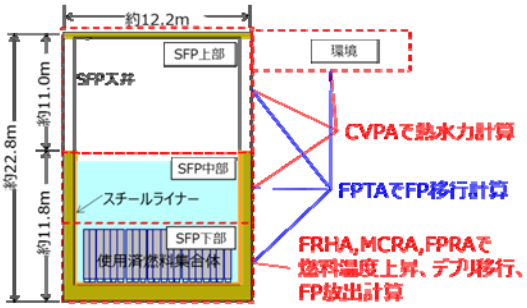


図1 使用済み燃料プール解析のモデル

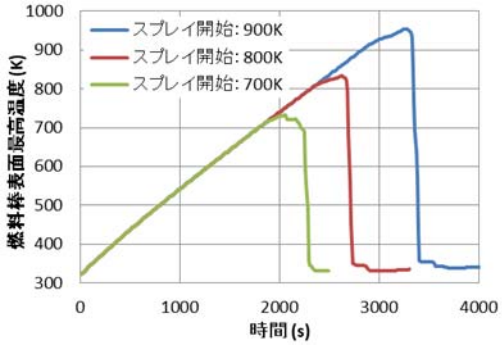


図2 スプレイ冷却の有効性評価例
（出力13.4kW/体、スプレイ水18.8kg/h 体）

*Hiroaki Suzuki[1], Yoshihiro Morita[1], Masanori Naitoh[1], Yoshiyuki Nemoto[2] and Yoshiyuki Kaji[2]

[1]The Institute of Applied Energy, [2]Japan Atomic Energy Agency

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

Thu. Sep 6, 2018 4:55 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 7:55 AM - 9:00 AM UTC | Room P E21 -E Building

[2P18-21] Source Term

Chair:Hidetoshi Karasawa(IAE)

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

[2P18] Development of source term analysis methodology considering FP chemistry

*Jun Ishikawa[1], Xiaoyu Zheng[1], Hiroyuki Shiotsu[1], Tomoyuki Sugiyama[1] (1. JAEA)

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

[2P19] Effects of Boron on the chemical behavior of Cesium and Iodine in the Reactor Coolant System condition during LWR severe accident

(1) Evaluation of chemical bahavior of cesium iodide under steam condition

*Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Melany Gouello[2], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. VTT)

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

[2P20] Effects of Boron on the chemical behavior of Cesium and Iodine in the Reactor Coolant System condition during LWR severe accident

(2) Effects of Boron vapor species on chemical behavior of deposited Cesium Iodide.

*Junpei Imoto[1], Shuhei Miwa[1], Melany Gouello[2], Naoya Miyahara[1], Masahiko Osaka[1] (1. JAEA, 2. VTT)

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

[2P21] Effects of Boron on the gaseous chemical reaction of Cesium and Iodine in Reactor Coolant System conditions during a severe accident

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

5:55 PM - 6:00 PM JST | 8:55 AM - 9:00 AM UTC

Time reserved for Chair

原子炉冷却系内 FP 化学を考慮したソースターム解析手法の構築

Development of source term analysis methodology considering FP chemistry

*石川　淳[1]　　鄭　嘯宇[1]　　塩津弘之[1]　　杉山智之[1]
[1]原子力機構

原子炉冷却系(RCS)内のヨウ素及びセシウムの化学的挙動に着目したソースターム解析手法の高度化の一環として、B_4C 制御材の影響を含む RCS 内の核分裂生成物（FP）の化学に関わる解析手法を構築し、シビアアクシデント(SA)総合解析コード THALES2 に導入し、BWR の SA 解析に適用した。

キーワード：シビアアクシデント、ヨウ素、セシウム、FP 化学、B4C、ソースターム

1. 緒言

軽水炉 SA 時のソースターム評価では、ヨウ素やセシウムの化学種として、格納容器内では低温のため粒子状で移行するヨウ化セシウム（CsI）や水酸化セシウム（CsOH）が仮定される。しかし B_4C 制御材を含む BWR 体系ではホウ素が RCS 内の化学反応に影響を及ぼし、$CsBO_2$ や HI など前述とは異なる化学種が生成され、蒸気圧など化学的性質が変化することで、その後の移行挙動に影響を及ぼす可能性がある。原子力機構では、規制庁受託事業「シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化」の一部として RCS 内化学平衡組成を計算する手法を構築し、THALES2 への導入及び BWR 解析への適用を行った。

2. RCS 内 FP 化学組成計算機能の構築

SA 総合解析コードへの FP 化学計算機能の導入は解析時間の大幅な増大を招き、総合コードとしての利便性を低下させる。そこで、熱化学平衡計算コードを用いて 6 成分系(I-Cs-Mo-B-H-O)の多ケース解析を実施し、ヨウ素及びセシウムの化学組成に関わるデータベースと RCS 内 FP 化学組成計算のための代替統計モデルを構築した。図 1 に、濃度比, Cs:I:Mo:B = 0.1:0.01:0.1: 1.0, H_2O/H_2 = 100 に対する Cs 化学種組成の温度依存性を例として示す。低ホウ素濃度条件では、低温域では Cs_2MoO_4、高温域では CsOH 化学種が安定だが、前述した高ホウ素濃度条件では高温域でセシウムとホウ素の反応が促進され $CsBO_2$ が支配的となる。

3. BWR 解析への適用

上記の代替統計モデルを THALES2 コードへ導入し、BWR4/Mark-I の全交流電源喪失シーケンスの SA 解析に適用した。燃料から放出されたヨウ素及びセシウムの化学種はこの代替統計モデルで決定される。RCS 内 FP 化学が及ぼす格納容器への Cs 化学種の移行量への相違(対初期炉内内蔵量)を図 2 に示す。従来評価では、工学的判断によりセシウム及びヨウ素の移行化学種を CsI 及び CsOH と仮定していたが、RCS 内 FP 化学を考慮することにより CsI、$CsBO_2$ や Cs_2MoO_4 の化学形として格納容器へ移行する可能性が示された。

今後は、格納容器への移行化学種の事故シーケンス依存性、格納容器 pH やソースタームへの影響について、さらに検討を進める予定である。なお、導入した FP 化学組成計算のための代替統計モデルの計算時間への寄与は 1%未満であり、計算時間の大幅な増加なしに RCS 内 FP 化学を考慮した評価が可能となった。

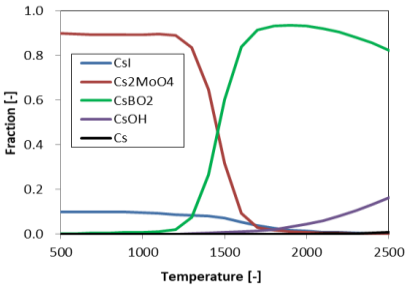


図 1　Cs の化学組成の温度依存性

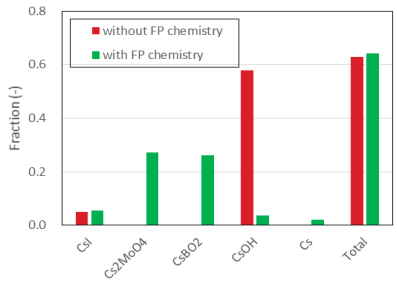


図 2 Cs 化学種の格納容器移行の相違

*Jun Ishikawa[1], Xiaoyu Zheng[1], Hiroyuki Shiotsu[1] and Tomoyuki Sugiyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

軽水炉シビアアクシデント時の原子炉冷却系条件におけるセシウム及びヨウ素の化学挙動に与えるホウ素の影響評価
（1）水蒸気雰囲気におけるヨウ化セシウムの化学挙動評価

Effects of Boron on the chemical behavior of Cesium and Iodine in the reactor coolant system condition during LWR severe accident

(1) Evaluation of chemical behavior of cesium iodide under steam condition

*宮原 直哉[1]，三輪 周平[1]，グエロ メラニー[2]，逢坂 正彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構（JAEA），[2]フィンランド技術研究センター（VTT）

水蒸気雰囲気における原子炉冷却系内でのヨウ素及びセシウム化学挙動解明を目的として、ヨウ化セシウムの移行を再現した実験を実施した結果、水蒸気がヨウ化セシウムと反応して有意量のガス状ヨウ素が生成する等の結果が得られた。これらの挙動は、ホウ素がヨウ素及びセシウムの化学挙動に与える影響を評価するに当たって考慮すべきと考えられる。

キーワード：核分裂生成物，化学，ヨウ化セシウム，ホウ素，原子炉冷却系

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント時のソースターム評価精度を向上させ、既設軽水炉の安全性向上や福島第一発電所の炉内状況把握に資するため、原子炉冷却系（RCS）におけるヨウ素（I）及びセシウム（Cs）の化学挙動（主要化学反応及びその速度）に係るデータベース構築を目的とした研究を進めている[1]。本研究では、特に BWR 制御材ホウ素（B）が I 及び Cs の化学挙動に与える影響に着目しているが、そのためには、B が共存しない体系における I 及び Cs の水蒸気下での化学挙動を把握しておく必要がある。そこで本件では、RCS におけるヨウ化セシウム（CsI）の移行を再現した実験を水蒸気雰囲気にて実施し、I 及び Cs の化学挙動に関するデータを取得した。

2. 実験結果及び考察

核分裂生成物放出移行挙動再現実験装置 TeRRa[1]を用いて、CsI を約 1000 K で 2 時間加熱し、発生した CsI 蒸気を、RCS 温度条件を模擬した温度勾配管（1000 – 400 K）に移行させた（図 1）。温度勾配管内に沈着した Cs、I 量を ICP-MS により分析した結果を図 2 に示す。高温部で I/Cs モル比が小さい傾向にあるのは、高温部の気相中で CsI と水蒸気が反応し、I を含まない Cs 化合物が生成して沈着したためと考えられる。また、同様の反応により生じたと思われるガス状 I 生成割合（溶液トラップに回収された I 量／回収された全 I 量）は約 3.8 %であった。これらの結果から、水蒸気が CsI の化学挙動に与える影響は小さいものの有意であり、B が I 及び Cs の化学挙動に与える影響を評価するに当たって考慮すべきと考えられる。

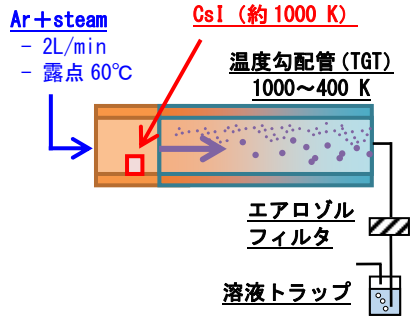


図 1　CsI 移行再現試験概要

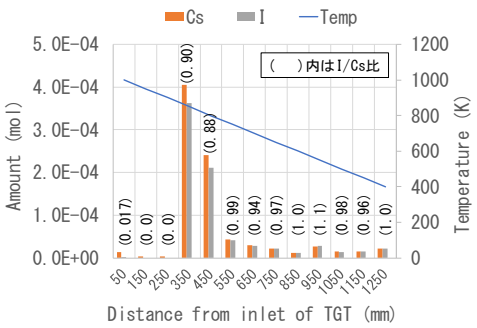


図 2　温度勾配管内に沈着した Cs、I 量

参考文献

[1] N. Miyahara, et al. Proc. WRFPM2017

*Naoya Miyahara[1], Shuhei Miwa[1], Melany Gouello[2] and Masahiko Osaka[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2] VTT Technical Research Centre of Finland Ltd.

軽水炉シビアアクシデント時の原子炉冷却系条件におけるセシウム及びヨウ素の化学挙動に与えるホウ素の影響評価

(2) 沈着したヨウ化セシウムの化学挙動に与えるホウ素蒸気種の影響

Effects of Boron on the chemical behavior of Cesium and Iodine in the reactor coolant system condition during LWR severe accident

(2) Effects of Boron vapor species on chemical behavior of deposited Cesium Iodide

*井元 純平[1], 三輪 周平[1], グエロ メラニー[2], 宮原 直哉[1], 逢坂 正彦[1]
[1]原子力機構, [2]フィンランド技術研究センター

原子炉冷却系に沈着したヨウ化セシウム（CsI）に与えるホウ素（B）蒸気種の化学的影響を明らかにするため、水蒸気雰囲気において原子炉冷却系温度条件で沈着させたCsIとB蒸気種の反応実験を実施した。沈着したCsIとB蒸気種との化学反応により、ガス状ヨウ素の生成が促進されることが分かった。

キーワード：核分裂生成物、ホウ素、ヨウ化セシウム、化学反応

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時のソースターム評価精度を向上させ、既設軽水炉の安全性向上や福島第一発電所の炉内状況把握に資するため、原子炉冷却系（RCS）におけるヨウ素（I）及びセシウム（Cs）の化学挙動（主要化学反応及びその速度）に係るデータベース構築を目的とした研究を進めている[1]。本研究では、特にBWR制御材ホウ素（B）がI及びCsの化学挙動に与える影響に着目している。BがIやCsの後に放出される場合、B蒸気種は原子炉冷却系に沈着したCs及びI化合物と反応することが想定され、不活性雰囲気で実施された過去の実験では、ガス状IやCsが生成する可能性が示唆された[2]。この事象は軽水炉ソースタームの観点で重要な事象であるが、水蒸気雰囲気での知見はほぼ皆無である。そこで本件では、本シリーズ発表(1)[3]と同様の実験により生じるI及びCsの沈着物に対して、B蒸気種を反応させることにより、沈着したCs及びIの再蒸発に与えるBの影響を調べた。

2. 実験方法

核分裂生成物放出移行挙動再現実験装置TeRRa[1]を用いて、CsIを約1000 K、露点60℃の水蒸気を含むArガスフローで2時間加熱し、RCS温度条件を模擬した温度勾配管（1000 – 400 K）に発生したCsI蒸気を沈着させた。その後、酸化ホウ素粉末を加熱炉に装荷して約1150Kで同様の雰囲気条件で約1時間の再加熱を実施し、沈着させたCs及びI化合物と反応させた。また、Bを含まない水蒸気のみの条件でも再加熱を実施し、両実験結果を比較することでBの影響を調べた。再加熱後のTGTの各温度における沈着物、エアロゾルフィルタ及び溶液トラップによる捕集物の元素量をICP-MSにより分析した。

3. 結果・結論

図1にTGT内沈着物中のCs及びIの元素量（全蒸発量で規格化）を示す。沈着後の1150Kでの再加熱により、沈着したCs及びIの分布[3]は変化し、特にB有りの条件でI/Csモル比は低くなることが分かった。これは、沈着したCsIの一部がB蒸気種と反応することでIの再蒸発が促進された可能性を示している。また、表1に再加熱時にTGT出口まで移行したIの形態の割合を示す。ここで、ガス状（Gaseous）とはエアロゾルフィルタを通過したものを指すが、B有りの条件において、再加熱時に発生するガス状のI化合物の割合は有意に高くなることが分かった。以上のことから、SA時の原子炉冷却系温度条件では、B蒸気種を含む水蒸気と沈着したCsIが反応し、ガス状のI化合物等が生成することにより、沈着物の再蒸発が促進されることが分かった。

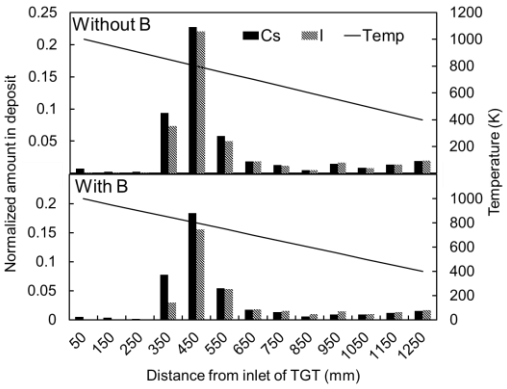


図1 TGT沈着物中のCs及びIの元素量（全蒸発量で規格化）

表1 再蒸発してTGT出口まで移行したIの形態の割合

Test	Aerosol	Gaseous
Without B	0.77	0.23
With B	0.58	0.42

参考文献

[1] N. Miyahara, et al. Proc. WRFPM2017 [2] I. Sato et al, J. Nucl. Mater. 461 (2015) 22-28. [3] 本シリーズ発表(1)

*Junpei Imoto[1], Shuhei Miwa[1], Melany Gouelo[2], Naoya Miyahara[1] and Masahiko Osaka[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]VTT Technical Research Center of Finland

シビアアクシデント時の原子炉冷却系条件におけるセシウム及びヨウ素の気相化学反応に与えるホウ素の影響

Effects of Boron on the gaseous chemical reaction of Cesium and Iodine in Reactor Coolant System conditions during a severe accident

*三輪 周平[1]，塩津 弘之[1]，逢坂 正彦[1]，杉山 智之[1]，丸山 結[1]
[1]原子力機構

シビアアクシデント時の原子炉冷却系温度条件におけるヨウ化セシウムとホウ素化合物の移行実験を水蒸気及び水素雰囲気で実施した。その結果、これらの両雰囲気においてホウ素化合物との気相反応によりガス状のヨウ素化合物の生成が促進される可能性があることが分かった。

キーワード：ホウ素, セシウム, ヨウ素, 移行, シビアアクシデント

1. 緒言

軽水炉シビアアクシデント（SA）時のソースターム評価手法の高度化に向けて、核分裂生成物（FP）の原子炉内移行時における化学挙動を評価可能なモデルを構築し、SA 総合解析コード THALES-2 の改良を行うための研究開発を実施している。モデル構築においては、セシウム（Cs）及びヨウ素（I）を対象として BWR 制御材ホウ素（B）の化学的な影響に着目している。Cs 及び I と B の気相化学反応によりソースターム上重要な HI 等のガス状 I の生成が促進されることが示唆されているものの[1]、その挙動はコードで考慮されておらず、格納容器や環境へのガス状 I 放出量の不確かさは大きい。そこで、Cs 及び I の気相化学反応に与える B の影響を評価することを目的に、SA 時の雰囲気の異なる原子炉冷却系温度条件において CsI 蒸気種と B_2O_3 蒸気種の移行実験を実施した。

2. 実験方法

移行実験は、試料蒸発用の加熱炉、約 1000 K ～ 400 K で線形的な温度分布がついた温度勾配管及びその出口に設置されたフィルタ・溶液トラップから構成される装置を用いて実施した。CsI 及び B_2O_3 試料が同時に蒸発するように各試料の温度を設定し、雰囲気は水蒸気雰囲気（Ar-60ºC D.P.）及び水素雰囲気（Ar-4%H_2）のそれぞれで実施した。温度勾配管、フィルタ・溶液トラップ等で捕集した試料に対して ICP-MS、XRD 測定等により、生成物の化学形態等を調べ、Cs 及び I の気相化学反応に与える B の影響を調べた。

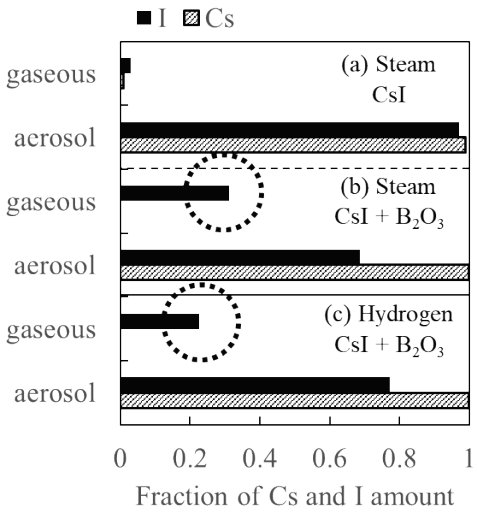


図 1　400 K まで移行した Cs 及び I の形態の割合：(a) CsI のみの水蒸気雰囲気での加熱、(b) CsI 及び B_2O_3 の水蒸気雰囲気での加熱、(c) CsI 及び B_2O_3 の水素雰囲気加熱

3. 結果・結論

図 1 に各雰囲気の移行実験において 400K まで移行した Cs 及び I の形態の割合を示す。ここで、ガス状とは 0.3 μm のフィルタを通過したもの指す。水蒸気雰囲気では、B 無しの条件において、ほとんどがエアロゾル状の Cs 及び I 化合物であり、ガス状の Cs 及び I 化合物は微量であった（図 1(a)）。一方、B 有りの条件では、Cs はほぼエアロゾル状であったが、ガス状の I が有意量生成されることが分かった（図 1(b)）。さらに、水素雰囲気においても、B 蒸気種有りの条件においては同様にガス状 I が有意量生成されることが分かった（図 1(c)）。

以上より、原子炉冷却系温度条件において、水素及び水蒸気雰囲気において B 蒸気種の化学的影響によりガス状 I の生成が促進される可能性があることが分かった。

参考文献

[1] 例えば、S. Miwa, et al., Progress in Nuclear Energy, 92 (2016) 254.

本件は、原子力規制庁受託「平成 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業」の成果である。

*Shuhei Miwa[1], Hiroyuki Shiotsu[1], Masahiko Osaka[1], Tomoyuki Sugiyama[1] and Yu Maruyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

Awards Ceremony

Thu. Sep 6, 2018 5:30 PM - 6:00 PM JST | Thu. Sep 6, 2018 8:30 AM - 9:00 AM UTC | Poster Session D13 -D Building

[2Z-AC] Poster Session Awards Ceremony

5:30 PM - 6:00 PM JST | 8:30 AM - 9:00 AM UTC

[2Z_AC] Poster Session Awards Ceremony

Awards Ceremony

[2Z-AC] Poster Session Awards Ceremony

Thu. Sep 6, 2018 5:30 PM - 6:00 PM Poster Session (D13 -D Building)

5:30 PM - 6:00 PM

[2Z_AC]Poster Session Awards Ceremony

As usual, the Student Poster Session is going to be held by the student network. There is a diversity of posters from various research fields by undergraduate and graduate students in the session. This is also a good opportunity to extend your network because everyone can join until the last day. Please come to see the posters.

©Atomic Energy Society of Japan