Sat. Mar 26, 2016

Room A

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

[1A01-03] Radiation Protection and Control

Chair: Yoshitaka Yoshida (INSS)
11:10 AM - 12:00 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[1A01] Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering

＊masatoshi watanabe[1], shogo takahara[1], jyun hirouchi[1], masahiro munakata[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:10 AM - 11:25 AM

[1A02] Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering

＊Jun Hirouchi[1], Shogo Takahara[1], Masatoshi Watanabe[1], Masahiro Munakata[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:25 AM - 11:40 AM

[1A03] Estimation of Leakage Dose around Therapy Facilities using Cyber Knife

＊Yoshihiro Ogawa[1], Eiji Hamada[2], Shigemi Ogawa[3], Ryotaro Yahagi[3] （1.Kindai University, 2.Tobata Kyoritsu Hospital, 3.Accuray Japan K.K.）

11:40 AM - 11:55 AM

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

[1A04-07] Medical and Biological Application 1

Chair: Hiroko Yoshida (Tohoku Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[1A04] Evaluation of exposure in Ir-192 brachytherapy for treatment of keloids

＊Mao Ohta[1,4], Noriaki Nakao[2], Shigehiko Kuribayashi[3], Tsuguhiro Miyashita[3], Naoyuki Shigematsu[4], Noriyosu Hayashizaki[5] （1. Graduate School of Science and Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Institute of Technology, Shimizu Corporation, 3.Department of Radiotherapy, Nippon Medical School Hospital , 4.Department of Radiology, Keio University School of Medicine, 5.Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology）

2:45 PM - 3:00 PM

[1A05] Synthesis of Polymer Nanomicelle Containing Boron Compounds for Boron Neutron Capture Therapy

＊Shuichiro Yoneoka[1], Ki Chul Park[1], Takehiko Tsukahara[1] （1.Research Laboratory for Nuclear Reactor, Tokyo Institute of Technology）

3:00 PM - 3:15 PM

[1A06] Comparative study on the inhibitory effects of radon inhalation and ascorbic acid intake on gerbil brain cell damage associated with transient ischemic

＊Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Norie Kanzaki[1], Kaori Sasaoka[1], Yusuke Kobashi[1], Takehito Taguchi[1], Kiyonori Yamaoka[1] （1.Grad .Sch. Helth Sci. Okayama Univ.）

3:15 PM - 3:30 PM

[1A07] Analysis of small oxidative stress by radon inhalation using self-organizing maps

＊Norie Kanzaki[1], Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Kaori Sasaoka[1], Hideyuki Mineda[2], Akihiro Kanagawa[2], Kiyonori Yamaoka[1] （1.Graduate School of Health Sciences, Okayama University, 2.Faculty of Computer Science and System Engineering, Okayama Prefectural University）

3:30 PM - 3:45 PM

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

[1A08-12] Radiation Measurement

Chair: Tadahiro Kurosawa (AIST)
3:50 PM - 5:10 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[1A08] Study on the evaluation of energy spectra of a deuterium oxide-moderated ^{241}Am-Li neutron field

＊Katsuya Hoshi[1], Sho Nishino[1], Tadayoshi Yoshida[1], Norio Tsujimura[1], Kazuhiko Okada[1] （1.JAEA）

3:50 PM - 4:05 PM

[1A09] Study on uranium measuring method of drum packaged clearance object by gamma- ray

＊Taiki Yoshii[1], Satoru Kawasaki[1] （1.Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authoriy）

4:05 PM - 4:20 PM

[1A10] Basic characteristics of FNTD(florescent nuclear track detectors) for Am-Be neutrons

＊Tohru OKAZAKI[1], Takuya HASHIZUME[1], Hiroaki HAYASHI[2], Ikuo KOBAYASHI[1] （1.Nagase Landauer, 2.Inst. of Biomedical Sciences, Tokushima University Graduate School）

4:20 PM - 4:35 PM

[1A11] Detection of plutonium on the wound in high

©Atomic Energy Society of Japan

dose radiation field

＊Hiroshi Yoshii[1], Yukie Izumoto[1,2], Tsugufumi Matsuyama[1,3], Kumiko Fukutsu[1], Tsuyoshi Hamano[1], Yasuhiro Sakai[3], Osamu Kurihara[1], Yasuhisa Fujibayashi[1] （1.National Institute of Radiological Sciences, 2.Chiba University, 3.Toho University）

4:35 PM - 4:50 PM

[1A12] Simple method for examination of uranium-contaminated drainage water using total reflection X-ray fluorescence spectroscopy

＊Tsugufumi Matsuyama[1,2], Hiroshi Yoshii[1], Yukie Izumoto[1,3], Tsuyoshi hamano[1], Yasuhiro Sakai[2], Osamu Kurihara[1], Yasuhisa Fuzibayashi[1] （1.Natioanl Institute of Radiological Science, 2.Toho University, 3.Chiba University）

4:50 PM - 5:05 PM

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

[1A13-16] Medical and Biological Application 2

Chair: Takahiro Kataoka (Okayama Univ.)
5:10 PM - 6:15 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[1A13] Effect on Molybdenum Adsorption/Desorption Property of Alumina

＊Yoshitaka Suzuki[1], Takuya Ishida[1], Yumi Suzuki[1], Kaori Nishikata[1], Kunihiko Tuchiya[1], Minoru Matsukura[2], Fumio Kurosaki[2] （1.JAEA, 2.UNION SHOWA）

5:10 PM - 5:25 PM

[1A14] Development of new radioprotectors utilizing glucosyl-rutin

＊Yasushi Aizawa[1], Taisuke Inoue[2], Shigeaki Sunada[2], Takamitsu Kato[3], Misturu Uesaka[2,1] （1.Department of Bioengineering, School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, the University of Tokyo, 3.Department of Environmental &Radiological Health Sciences, Colorado State University）

5:25 PM - 5:40 PM

[1A15] Evaluation of the radical capture effect of glycoside ascorbic acid on heavy particle beam

＊Hideki Kanai[1], Shigeaki Sunada[1], Yasushi Aizawa[1], Akira Fujimori[2], Ryuichi Okayasu[2], Mitsuru Uesaka[1] （1.Tokyo Univ., 2.NIRS）

5:40 PM - 5:55 PM

[1A16] Evaluation of radioprotective effect of glycosylated flavonoids by molecular combing method

＊Hao YU[1], Shigeaki SUNADA[1], Yasushi AIZAWA[1], Akira HUJIMORI[2], Ryuichi OKAYASU[2], Mitsuru UESAKA[1] （1.Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo, 2.Radiation Risk Reduction Research Program, NIRS）

5:55 PM - 6:10 PM

Room B

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1. Computational Science and Engineering

[1B01-07] Numerical and experimental investigations on failure mechanism

Chair: Masaaki Tanaka (JAEA)
10:00 AM - 11:55 AM Room B (Lecture Rooms B B101)

[1B01] Failure mechanism under extreme loadings and prevention of catastrophic failure

＊Naoto Kasahara[1], Takuya Asato[1], Izumi Nakamura[2], Hideo Machida[3], Chuanrong Jin[4] （1.The University of Tokyo, 2.NIED, 3.TEPSYS, 4.CTC）

10:00 AM - 10:15 AM

[1B02] Failure mechanism under extreme loadings and prevention of catastrophic failure

＊Shigeho Kubota[1], Shin Ogiso[1], Takuya Satou[1], Naoto Kasahara[1] （1.Tokyo Univ.）

10:15 AM - 10:30 AM

[1B03] Failure mechanism under extreme loadings and prevention of catastrophic failure

＊Ryota Sakemi[1], Bari Al[1], Yamato Katsura[1], Naoto Kasahara[1] （1.University of Tokyo）

10:30 AM - 10:45 AM

[1B04] Failure mechanism under extreme loadings and prevention of catastrophic failure

＊MD ABDULLAH AL BARI[1], Yamato KATSURA[1], Ryota SAKEMI[1], Takuya SATO[1], Naoto KASAHARA[1] （1.The University of Tokyo）

10:45 AM - 11:00 AM

[1B05] Failure mechanism under extreme loadings and prevention of catastrophic failure

＊Hiroshi Ogawa[1], Hideo Machida[1], Naoto Kasahara[2] （1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2.The University of Tokyo）

11:00 AM - 11:15 AM

[1B06] Failure mechanism under extreme loadings and prevention of catastrophic failure

©Atomic Energy Society of Japan

＊Koji Iwata[1], Yasuhisa Karakida[1], Chuanrong Jin[1], Naoto Kasahara[2] (1.ITOCHU Techno-Solutions Corporation , 2.The University of Tokyo)

11:15 AM - 11:30 AM

[1B07] Failure Mechanism Under Extreme Loadings and Prevention of Catastrophic Failure

＊Masaaki Suzuki[1], Naoto Kasahara[1] (1.The University of Tokyo)

11:30 AM - 11:45 AM

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1. Computational Science and Engineering

[1B08-12] Numerical simulation on structure, earthquake and multivariable data analsys

Chair: Naoto Kasahara (Univ. of Tokyo)
2:45 PM - 4:05 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[1B08] A Study for Evaluating Local Damage to Structures Subjected to Oblique Impact

＊Yoshimi OHTA[1], Akemi Nishida[1], Haruji Tsubota[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

2:45 PM - 3:00 PM

[1B09] Towards to V&V for assembly structural analysis

＊Norihiro Nakajima[1], Akemi Nisida[1], Kazuhiko Iigaki[1], Kazuhiro Sawa[1] (1.JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM

[1B10] A sensitive analysis for the seismic response analysis of a nuclear reactor building by using a 3D FE model

＊Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Norihiro Nakajima[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:15 PM - 3:30 PM

[1B11] Influence of differences between seismic response evaluation methods for equipment and piping of a nuclear facility

＊Akemi Nishida[1], Kazuhiko Iigaki[1], Kazuhiro Sawa[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

3:30 PM - 3:45 PM

[1B12] LoD Control of Radioactivity Measurement Map for Multivariable Data Analyses

＊HIROKO MIYAMURA[1], SHIGEO TAKAHASHI[2], YASUHIRO IDOMURA[1], HIROSHI TAKEMIYA[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.University of Aizu)

3:45 PM - 4:00 PM

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1. Computational Science and Engineering

[1B13-17] Numerical simulation on the thermal hydraulics

Chair: Norihiro Nakajima (JAEA)
4:05 PM - 5:25 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[1B13] Development of Multiscale Numerical Simulation Method for Thermal Transient Phenomena of Sodium-cooled Fast Reactor

＊Masaaki Tanaka[1], Tomoyuki Hiyama[1], Satoshi Murakami[2], Norihiro Doda[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1.JAEA, 2.NDD)

4:05 PM - 4:20 PM

[1B14] Water Spreading on Floor by Explicit Moving Particle Simulation Method

＊Zidi Wang[1], Tiangang Zhang[1], Kohei Murotani[1], Kazuya Shibata[1], Seiichi Koshizuka[1] (1.University of Tokyo)

4:20 PM - 4:35 PM

[1B15] Three-dimensional Flooding Analysis in the Turbine Building of Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station by the Tsunami of Great East Japan Earthquake Using Particle Method

＊Yasutoshi Nannichi[1], Kohei Murotani[1], Seiichi Koshizuka[1], Eiichi Nagai[2], Toshimitsu Fujisawa[2], Akira Anju[3] (1.The University of Tokyo, 2.Prometech, 3.KKE)

4:35 PM - 4:50 PM

[1B16] Thermal hydraulics modeling on core melting in severe accidents

＊Kazuya Takabatake[1], DIMITRIOS PAVLIDIS[2], CHRISTOPHER PAIN[2], Mikio Sakai[1] (1.Tokyo Univ., 2.Imperial College London)

4:50 PM - 5:05 PM

[1B17] Relationship between apparent viscosity and slurry structure in a vitrification process

＊Hiroyuki Araki[1], Mikio Sakai[2], Midori Uchiyama[3], Hiroaki Fujiwara[3] (1.School of Engineering, UTokyo, 2.UTokyo, 3.IHI Corporation)

5:05 PM - 5:20 PM

Room C

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

[1C01-07] Two-Phase Flow and Phase Change 1

Chair: Masahiro Furuya (CRIEPI)
10:10 AM - 12:00 PM Room C (Lecture Rooms B B103)

©Atomic Energy Society of Japan

[1C01] Development of Prediction Technology of Two-Phase Flow Dynamics under Earthquake Acceleration

＊Akifumi Miyazaki[1], Yuki Kato[2,1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Hideaki Monji[1], Hiroyuki yoshida[2], Yutaka Abe[1] (1.Univ.Tsukuba, 2.JAEA)

10:10 AM - 10:25 AM

[1C02] Flow Structure of Gas-Phase Jet with Pool Scrubbing

＊Kazuki Yamamoto[1], Takaaki Goi[1], Yuki Narushima[1], Akifumi Miyazaki[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] (1.University of Tsukuba)

10:25 AM - 10:40 AM

[1C03] Behavior of suspended particles in bubbles

＊Takaaki Goi[1], Kazuki Yamamoto[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Tetsuya Kanagawa[2], Akiko Kaneko[2], Yutaka Abe[2] (1.University of Tsukuba Graduate School, 2.University of Tsukuba)

10:40 AM - 10:55 AM

[1C04] Two-phase Flow Measurement in an Upward Pipe Flow Using Wire-Mesh Sensor Technology

＊Lifang Jiao[1], Kazuyuki Takase[1], Wei Liu[1], Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Hiroyuki Yoshida[1], Mitsuhiko Shibata[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

10:55 AM - 11:10 AM

[1C05] Study on Seawater Pool Boiling Heat Transfer

＊Shinichiro Uesawa[1], Yasuo Koizumi[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

11:10 AM - 11:25 AM

[1C06] Study on bubble nucleation behavior in subcooled flow boiling

＊Kazuhiro Kaiho[1], Kenta Tuchie[2], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1] (1.The university of electro-communications (Graduate school), 2.The university of electro-communications)

11:25 AM - 11:40 AM

[1C07] Numerical simulation of subcooled flow boiling using a particle-fluid model

＊Tomio Okawa[1], Naoki Miyano[1], Kazuhiro Kaiho[1], Koji Enoki[1] (1.The University of Electro-Communications)

11:40 AM - 11:55 AM

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

[1C08-14] Severe Accident 1

Chair: Yoshiro Kudo (NRA)
2:45 PM - 4:30 PM Room C (Lecture Rooms B B103)

[1C08] Development of Numerical Simulation for Jet Break up Behavior in Complicated Structure of BWR Lower Plenum

＊Yuki Narushima[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Takayuki Suzuki[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1.University of Tsukuba, 2.JAEA)

2:45 PM - 3:00 PM

[1C09] Development of Numerical Simulation for Jet Breakup Behavior in Complicated Structure of BWR Lower Plenum

＊Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[2], Yuki Narushima[3], Akiko Kaneko[3], Yutaka Abe[3] (1.Yamato System Engineer, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.University of Tsukuba)

3:00 PM - 3:15 PM

[1C10] Visualization Experiment of Zirconium-Steam Reaction

＊Shunsuke Uchida[1], Hide Okada[1], Masanori Naitoh[1], Yukio Hanamoto[2], Masahiro Fujikawa[3] (1.The Institute of Applied Energy, 2.Kaken, 3.Japan Broadcasting Corporation)

3:15 PM - 3:30 PM

[1C11] Visualization Experiment of Zirconium-Steam Reaction

＊Hide Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Masanori Naitoh[1], Yukio Hanamoto[2], Masahiro Fujikawa[3] (1.The Institute of Applied Energy, 2.Kaken, 3.Japan Broadcasting Corporation)

3:30 PM - 3:45 PM

[1C12] Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions

＊Masahiro Furuya[1] (1.CRIEPI)

3:45 PM - 4:00 PM

[1C13] Experiments on influences of injecting seawater and boric acid under severe accident conditions

＊Miyuki Akiba[1], Akitoshi Hotta[1] (1.Nuclear regulation authority)

4:00 PM - 4:15 PM

[1C14] Anlysis on NUPEC M-7-1 test based on GOTHIC fully distributed parameter modeling

＊Takeshi Nishimura[1], Akitoshi Hotta[1] (1.S/NRA/R)

4:15 PM - 4:30 PM

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

©Atomic Energy Society of Japan

[1C15-17] Reactor System Code

Chair: Satoshi Nishimura (CRIEPI)
4:30 PM - 5:20 PM Room C (Lecture Rooms B B103)

[1C15] Development of thermal-hydraulic module of DONJON for BWR simulation
＊Kyohei Yoshinaga[1], Augusto Solis[2], Henrik Sjös trand[2], Kenji Takeshita[1] (1.Tokyo Institute of Technology, 2.Uppsala Univ.)
4:30 PM - 4:45 PM

[1C16] Application of the statistical method to the small break LOCA with high pressure injection failure
＊Toshihide Torige[1], Ikuo Kinoshita[1], Minoru Yamada[2] (1.INSS, 2.MHI NSENG)
4:45 PM - 5:00 PM

[1C17] Application of the statistical method to the small break LOCA with high pressure injection failure
＊Ikuo Kinoshita[1], Toshihide Torige[1], Minoru Yamada[2] (1.INSS, 2.MHI NS Engineering)
5:00 PM - 5:15 PM

Room D

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

[1D01-07] Thermal Hydraulics of Sodium-Cooled Fast Reactors 1

Chair: Minoru Takahashi (Tokyo Tech)
10:00 AM - 11:50 AM Room D (Lecture Rooms B B104)

[1D01] Study on Flow-Induced-Vibration Evaluation of Large-Diameter Piping in a Sodium-Cooled Fast Reactor
Jun Mizutani[1], ＊Shinji Ebara[1], Hidetoshi Hashizume[1], Hidemasa Yamano[2] (1.Tohoku Univ., 2.JAEA)
10:00 AM - 10:15 AM

[1D02] Study on Flow-Induced-Vibration Evaluation of Large-Diameter Pipings in a Sodium-Cooled Fast Reactor
＊Takatoshi Hosoda[1], Jun Mizutani[1], Shinji Ebara[1], Hidetoshi Hashizume[1], Hidemasa Yamano[2] (1.Tohoku Univ., 2.Japan Atomic Energy Agency)
10:15 AM - 10:30 AM

[1D03] Development of a Coupled Sodium Side and Water Side Simulation Model for FBR Steam Generator
＊Ryuji Yoshikawa[1], Yasutomo Imai[2], Masaaki Tanaka[1], Kazuyoshi Nagasawa[3], Hiroyuki Ohshima[1] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.NDD Corporation, 3.NESI Corporation)
10:30 AM - 10:45 AM

[1D04] Parameteric Analysis of Self-wastage phenomena in Sodium-Water Reaction
＊Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1], Hiroyuki Ohshima[2], Takashi Takata[2] (1.Department of Nuclear Engineering and Mangement, School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Japan Atomic Energy Agency)
10:45 AM - 11:00 AM

[1D05] Study on self-wastage phenomenon at heat transfer tube in steam generator of sodium-cooled fast reactor with consideration of thermal coupling of fluid and structure
＊Saori Kojima[1], Akihiro UCHIBORI[2], Takashi TAKATA[2], Shuji OHNO[2], Takeshi FUKUDA[1], Akira YAMAGUCHI[3] (1.Osaka University, 2.JAEA, 3.The University of Tokyo)
11:00 AM - 11:15 AM

[1D06] Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor
＊Kei Ito[1], Toshiki Ezure[1,2], Tomoaki Kunugi[2], Hiroyuki Ohshima[1] (1.JAEA, 2.Kyoto University)
11:15 AM - 11:30 AM

[1D07] Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor
＊Toshiki Ezure[1,3], Kei Ito[1], Yuri Kameyama[2], Akikazu Kurihara[1], Tomoaki Kunugi[3] (1.JAEA, 2.NDD Corp., 3.Kyoto Univ.)
11:30 AM - 11:45 AM

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

[1D08-13] Thermal Hydraulics of Sodium-Cooled Fast Reactors 2

Chair: Kazuyuki Takase (JAEA)
2:45 PM - 4:15 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[1D08] Analysis of core thermal hydraulics under natural circulation condition with plant dynamics analysis code Super-COPD
＊Erina HAMASE[1], Norihiro DODA[1], Kunihiko NABESHIMA[1], Ayako ONO[1], Hiroyuki Ohshima[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)

©Atomic Energy Society of Japan

2:45 PM - 3:00 PM

[1D09] IAEA benchmark analysis on the natural circulation tests of fast reactor EBR-II

＊KOMEI Muranaka[1], HIROYASU Mochizuki[1]
（1.University of Fukui）

3:00 PM - 3:15 PM

[1D10] Validation of natural circulation heat removal evaluation method by using EBR-II shutdown heat removal test data

＊Norihiro Doda[1], kennichi igawa[2], masaki minami[2], takashi iwasaki[2], hiroaki ohira[1] （1.JAEA, 2.NESI）

3:15 PM - 3:30 PM

[1D11] Study on reactor vessel coolability of sodium-cooled fast reactor under severe accident condition

＊Kunihiko NABESHIMA[1], Norihiro DODA[1], Nobuyuki ISHIKAWA[1], Katsunori AMANO[1], Hiroyuki OHSHIMA[1]
（1.JAEA）

3:30 PM - 3:45 PM

[1D12] Study on quench behavior at core disruptive accident for fast breeder reactor

＊Shimpei Saito[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Yuzuru Iwasawa[1], Sakaba Hiroshi[2], Kazuya Koyama[3], Hideki Nariai[1] （1.Univ. of Tsukuba, 2.MHI, 3.MFBR）

3:45 PM - 4:00 PM

[1D13] Study on Quench Behavior at Core Disruptive Accident for Fast Breeder Reactor

＊Yuzuru Iwasawa[1], Abe Yutaka[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Shimpei Saito[1], Hiroshi Sakaba[2], Kazuya Koyama[3], Hideki Nariai[1] （1.University of Tsukuba, 2.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3.Mitsubishi FBR Systems, Inc.）

4:00 PM - 4:15 PM

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

[1D14-16] Source Term

Chair: Murase Michio (INSS)
4:15 PM - 5:00 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[1D14] Preliminary analysis of Fission Product distribution at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants with MAAP 5.03

＊Kenichi Kanda[1], Kazuma Abe[1], Yoshihisa Nishi[1], Satoshi Nishimura[1], Koichi Nakamura[1], Masahiro Furuya[1], Atsushi Ui[1] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry）

4:15 PM - 4:30 PM

[1D15] Preliminary analysis of Fission Product distribution at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants with MAAP 5.03

＊Kazuma Abe[1], Kenichi Kanda[1], Yoshihisa Nishi[1], Satoshi Nishimura[1], Koichi Nakamura[1], Masahiro Furuya[1], Atsushi Ui[1] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry）

4:30 PM - 4:45 PM

[1D16] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

＊Ayumi Itoh[1] （1.The Institute of Applied Energy）

4:45 PM - 5:00 PM

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

[1D17-21] Filtered Vent

Chair: Arai Takahiro (CRIEPI)
5:00 PM - 6:15 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[1D17] Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting

＊Yasuhiro Nakao[1], Naoki Horiguchi[1,2], Hiroyuki Yoshida[2], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] （1.University of Tsukuba, 2.JAEA）

5:00 PM - 5:15 PM

[1D18] Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting

＊Naoki Horiguchi[1,2], Hiroyuki Yoshida[1], Yasuhiro Nakao[2], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] （1.Univ. of Tsukuba, 2.JAEA）

5:15 PM - 5:30 PM

[1D19] Sophistication of filtered containment venting system operation

＊Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Yoshihisa Nishi[1] （1.CRIEPI）

5:30 PM - 5:45 PM

[1D20] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core debris

＊Tadashi Narabayashi[1], Go Chiba[1], Tamotsu Kozaki[1], Takao masuda[1], Yuta Makasaka[1], Masanobu Sato[2], Daisuke Akiyama[2] （1.Hokkaido Univ., 2.Tohoku Univ.）

5:45 PM - 6:00 PM

[1D21] Development of a high efficiency multi-nuclide

©Atomic Energy Society of Japan

aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core debris

＊Daisuke Akiyama[1], Tasuku Ishii[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Tadashi Narabayashi[2] （1.Tohoku Univ., 2.Hokkaido Univ.）

6:00 PM - 6:15 PM

Room E

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2. Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1E01-07] Safety Case 1

Chair: Taiji Chida (Tohoku Univ.)
10:00 AM - 11:55 AM Room E (Lecture Rooms B B202)

[1E01] Development of the NUMO Safety Case

＊Tetsuo Fujiyama[1], Satoru Suzuki[1], Akira Deguchi[1], Hiroyuki Umeki[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

10:00 AM - 10:15 AM

[1E02] Development of the NUMO Safety Case

＊Kunio Ota[1], Junichi Goto[1], Takanori Kunimaru[1], Hiromitsu Saegusa[1], Saori Yamada[1] （1.NUMO）

10:15 AM - 10:30 AM

[1E03] Development of the NUMO Safety Case

＊Satoru Suzuki[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Yoichi Yamamoto[1], Shigeru Kubota[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

10:30 AM - 10:45 AM

[1E04] Development of the NUMO Safety Case

＊KAZUHISA YAMASHINA[1] （1.NUMO）

10:45 AM - 11:00 AM

[1E05] Development of the NUMO Safety Case

＊Kiyoshi Fujisaki[1], Susumu Kurosawa[1], Manabu Inagaki[1], Sanae Shibutani[1], Keisuke Ishida[1], Akie Fujimoto[1], katsuhiko Ishiguro[1], Masaki Tsukamoto[1], Takafumi Hamamoto[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

11:00 AM - 11:15 AM

[1E06] Development of the NUMO Safety Case

＊Susumu Kurosawa[1], Takafumi Hamamoto[1], Keisuke Ishida[1], Akie Fujimoto[1], Manabu Inagaki[1], Sanae Shibutani[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Katsuhiko Ishiguro[1], Masaki Tsukamoto[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

11:15 AM - 11:30 AM

[1E07] The development of analysis platform of hydro-transport-chemical-mechanical coupling model for radioactive waste repository

＊keiichi Tsujimoto[1], Mayumi Takazawa[1], Kouhei Yamaguchi[1], Gaku Hashimoto[2], Hiroshi Okuda[2] （1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.The University of Tokyo）

11:30 AM - 11:45 AM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2. Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1E08-11] Safety Case 2

Chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room E (Lecture Rooms B B202)

[1E08] Development of scenarios for natural disruptive events in the NUMO Safety Case

＊Saori Yamoda[1], Kunio Ota[1], Takanori Kunimaru[1], Keisuke Ishida[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

2:45 PM - 3:00 PM

[1E09] Development of scenarios for natural disruptive events in the NUMO Safety Case

＊Takanori KUNIMARU[1], Kunio OTA[1], Saori YAMADA[1], Keisuke ISHIDA[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

3:00 PM - 3:15 PM

[1E10] Development of scenarios for natural disruptive events in the NUMO Safety Case

＊Keisuke Ishida[1], Takanori Kunimaru[1], Saori Yamada[1], Kunio Ota[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

3:15 PM - 3:30 PM

[1E11] Safety assessment for human intrusion scenario in the NUMO Safety Case

＊Akie Fujimoto[1], Keisuke Ishida[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Manabu Inagaki[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

3:30 PM - 3:45 PM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2. Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1E12-15] Geological Environment and Radionuclide Solubility

Chair: Takumi Saito (Univ. of Tokyo)
3:50 PM - 4:55 PM Room E (Lecture Rooms B B202)

[1E12] A practical study of investigation and modeling techniques for the site characterization program

＊Kimitaka Yoshimura[1], Hikaru Nishio[1], Hirofumi

©Atomic Energy Society of Japan

Kondo[2] (1.NUMO, 2.CRIEPI)
3:50 PM - 4:05 PM

[1E13] Comparison between the groundwater age, geological age and geological history in Horonobe region
*Kotaro Nakata[1], Takuma Hasegawa[1], Takahiro Oyama[1], Ryuta Hataya[1], Hiroshi Sasamoto[2], Eichi Ishii[2], Kazuya Miyakawa[2] (1.CRIEPI, 2.JAEA)
4:05 PM - 4:20 PM

[1E14] Interpretation of temperature effect on the solubility and solid phase of thorium hydroxide
*Shogo Nishikawa[1], Taishi Kobayashi[1], Takayuki Sasaki[1] (1.Kyoto University, Graduate School of Engineering)
4:20 PM - 4:35 PM

[1E15] Influence of colloidal species on the solubility of zirconium hydroxide
*Taishi Kobayashi[1], Hirofumi Mizukoshi[1], Takayuki Sasaki[1] (1.Kyoto University, Graduate School of Engineering)
4:35 PM - 4:50 PM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2. Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1E16-20] Evalation of Waste

Chair: Satoru Suzuki (NUMO)
4:55 PM - 6:15 PM Room E (Lecture Rooms B B202)

[1E16] Analysis of Emitted Neutron from Virtrified Waste for Geological Disposal Environment
Kenji Owada[1], *Shundo Shiho[1], Tomohiko Iwasaki[1], Naoto Aizawa[1] (1.University)
4:55 PM - 5:10 PM

[1E17] Optimization study for waste packaging of dismantled reactor components
*Jumpei Takahashi[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yangihara[1] (1.Department of Nuclear Power and Energy Safety Engineering, Graduate School of Engineering, University of Fukui)
5:10 PM - 5:25 PM

[1E18] Study of evaluation method to determine the radioactivity concentration of radioactive wastes
generated from post-irradiation examination facilities
*Tomoyuki Tsuji[1], Yuzuru Hoshino[1], Yoshiaki Sakamoto[1], Yasuo Suzuki[2], Hiroshi Machida[3] (1.JAEA, 2.RANDEC, 3.NDC)
5:25 PM - 5:40 PM

[1E19] Influence of Drying on Corrosion and Gas Generation Behavior of Aluminum under the Simulated Environmental Condition of Low-Level Waste Disposal
*Kazutoshi Fujiwara[1], Junichi Tani[1], Michihiko HIRONAGA[1], Yukihisa Tanaka[1] (1.CRIEPI)
5:40 PM - 5:55 PM

[1E20] Decomposition of the fire-resistant hydraulic oil by electrolysis using a diamond electrode
*Yuji Sato[1], Yoshihiko Fujita[2], Tatsuo Shimomura[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The wakasa wan Energy Research Center , 3.Ebara Industrial Cleaning)
5:55 PM - 6:10 PM

Room F

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

[1F01-08] Safety evaluations for a fast reactor 1

Chair: Hiroshi Endo (CRIEPI)
10:00 AM - 12:00 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[1F01] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
*Tohru Suzuki[1], Yoshiharu Tobita[1], Takaaki Sakai[1], Ryodai Nakai[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
10:00 AM - 10:15 AM

[1F02] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
*Ken-ichi Kawada[1], Shinya Ishida[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
10:15 AM - 10:30 AM

[1F03] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
*Shinya Ishida[1], Kenichi Kawada[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
10:30 AM - 10:45 AM

[1F04] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
*Yoshiharu Tobita[1], Tohru Suzuki[1], Hirotaka Tagami[1] (1.Japan Atomic Energy Agency)
10:45 AM - 11:00 AM

[1F05] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
*Hirotaka Tagami[1], Tohru Suzuki[1], Yoshiharu Tobita[1] (1.JAEA)
11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[1F06] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
＊Joji SOGABE[1], Yusaku WADA[1], Tohru SUZUKI[1], Yoshiharu TOBITA[1] （1.JAEA）
11:15 AM - 11:30 AM

[1F07] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
＊Takashi Onizawa[1], Shoichi Kato[1], Masanori Ando[1], Yusaku Wada[1], Kazuyuki Tsukimori[1] （1.JAEA）
11:30 AM - 11:45 AM

[1F08] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
Yuichi Onoda[1], ＊Kenichi Matsuba[1], Yoshiharu Tobita[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）
11:45 AM - 12:00 PM

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

[1F09-11] Safety evaluations for a fast reactor 2

Chair: Yoshiharu Tobita (JAEA)
2:45 PM - 3:35 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[1F09] Study on Self-leveling Behavior of Debris Bed
＊Fumiya Matsuoka[1], Tatsuya NISHIKIDO[1], Ryo MIURA[1], Tatsuya MATSUMOTO[1], Koji MORITA[1] （1.Kyushu University）
2:45 PM - 3:00 PM

[1F10] Numerical simulation of mixed particle sedimentation using a particle-grid coupled method
＊Ryo Kawata[1], Yohei Ohara[1], Takuya Fujimoto[1], Satoshi Nishida[1], Koji Morita[1], Liancheng Guo[2], Hirotaka Tagami[3], Tohru Suzuki[3] （1.Kyushu university, 2.The Karlsruhe Institute of Technology, 3.JAEA）
3:00 PM - 3:15 PM

[1F11] Fundamental Study on Sloshing Behavior of Disrupted Core Pool
＊Koji Morita[1], Sho Fuchita[1], Yuki Emura[1], Tatsuya Matsumoto[1], Isao Tatewaki[1] （1.Kyushu University）
3:15 PM - 3:30 PM

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

[1F12-15] Safety evaluations for a fast reactor 3

Chair: Hitoshi Muta (Tokyo City Univ.)
3:35 PM - 4:40 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[1F12] Study on Prevention of Loss of Heat Removal Function for Fast Reactor
＊Kenichi Kurisaka[1], Hiroyuki Nishino[1], Masutake Sotsu[1] （1.JAEA）
3:35 PM - 3:50 PM

[1F13] Study on Prevention of Loss of Heat Removal Function for Fast Reactor
＊Fumiaki YAMADA[1], Takero MORI[1] （1.JAEA）
3:50 PM - 4:05 PM

[1F14] Study on Prevention of Loss of Heat Removal Function for Fast Reactor
＊Kazuaki Matsui[1], Kazuo Yoshimura[1], Kosuke Aizawa[1], Kenta Ichikawa[1], Fumiaki Yamada[1] （1.JAEA）
4:05 PM - 4:20 PM

[1F15] Study on Prevention of Loss of Heat Removal Function for Fast Reactor
＊Kazuo Yoshimura[1], Kosuke Aizawa[1], Kenta Ichikawa[1], Takero Mori[1], Fumiaki Yamada[1] （1.JAEA）
4:20 PM - 4:35 PM

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

[1F16-20] Safety evaluations for a fast reactor 4

Chair: Koji Morita (Kyushu Univ.)
4:40 PM - 6:00 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[1F16] Analyses of in-pile experiments by an analysis code on initiating phase of core disruptive accident in sodium cooled fast reactors
＊Yoshitaka FUKANO[1], Yuya IMAIZUMI[1], Naonori YOSHIOKA[2], Hisashi AKAHORI[2] （1.JAEA, 2.NESI Inc.）
4:40 PM - 4:55 PM

[1F17] Analyses of in-pile experiments by an analysis code on initiating phase of core disruptive accident in sodium cooled fast reactors
＊Hisashi Akahori[1], Yoshitaka FUKANO[2] （1.NESI Inc., 2.JAEA）
4:55 PM - 5:10 PM

[1F18] Analyses of in-pile experiments by an analysis code on initiating phase of core disruptive accident in sodium cooled fast reactors
＊Naonori Yoshioka[1], Yoshitaka Fukano[2] （1.NESI, 2.JAEA）
5:10 PM - 5:25 PM

[1F19] Analyses of in-pile experiments by an analysis code on initiating phase of core disruptive accident in sodium cooled fast reactors
＊Yuya Imaizumi[1], Yoshitaka Fukano[1] （1.JAEA）
5:25 PM - 5:40 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[1F20] Development of Integrated Core Disruptive Accident Analysis Code, ASTERIA-FBR

＊Hiroki Watanabe[1], Tomoko Ishizu[1] （1.Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority）

5:40 PM - 5:55 PM

Room G

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

[1G01-05] Vitrification 1

Chair: Kuniyoshi Hoshino (HGNE)
10:40 AM - 12:00 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

[1G01] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

＊Yusuke Inaba[1], Hideharu Takahashi[1], Miki Harigai[1], Yaolu Zou [1], Ria Mishima[1], Kenji Takeshita[1], Jun Onoe[2] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.Nagoya University）

10:40 AM - 10:55 AM

[1G02] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

＊Ippei AMAMOTO[1], Hidekazu KOBAYASHI[1], Yasuo AYAME[1], Takamitsu ISHIDERA[1], Kazuo Utsumi[2], Kenji TAKESHITA[2], Jun ONOE[3], Sachiko NAGAYAMA[4], Yoshio HASEGAWA[4] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Nagoya University, 4.Art Kagaku）

10:55 AM - 11:10 AM

[1G03] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

＊Shinta Watanabe[1], Yuki Sawada[1], Toshikazu Sato[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Tomoko Yoshida[2], Yusuke Inaba[3], Hideharu Takahashi[3], Kenji Takeshita[3], Jun Onoe[1] （1.Nagoya University, 2.Osaka City University, 3.Tokyo Institute of Technology）

11:10 AM - 11:25 AM

[1G04] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

＊Makoto Nishikawa[1], Kota Kawai[1], Yoshio Nakano[1], Kenji Takeshita[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

11:25 AM - 11:40 AM

[1G05] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

＊Michal Cibula[1], Yusuke Inaba[1], Kenji Takeshita[1], Hirokazu Narita[2] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.National Institute of Advanced Science and Technology）

11:40 AM - 11:55 AM

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

[1G06-11] Vitrification 2

Chair: Ippei Amamoto (JAEA)
2:45 PM - 4:15 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

[1G06] Basic research programs for the next generation vitrification technology

＊Satoshi Komamine[1], Takashi Maki[1], Isao Katou[2], Nobuyuki Miura[3], Takeshi Tsukada[4] （1.Japan Nuclear Fuel Limited, 2.IHI, 3.Japan Atomic Energy Agency, 4.Central Research Institute of Electric Power Industry ）

2:45 PM - 3:00 PM

[1G07] Basic research programs for the next generation vitrification technology

＊Yoshiyuki Miura[1], Hideaki Tanaka[1], Sastoshi Yuuki[1], Haruka Tada[1], Norio Kanehira[1] （1.Japan Nuclear Fuel Limited）

3:00 PM - 3:15 PM

[1G08] Basic research programs for the next generation vitrification technology

＊Yuichi Nishiyama[1], Shun-ichiro Ueno[1], Kunihiko Nakano[1], Kouji Takewaki[1], Hidenori Kawashima[1], Toshiki Fukui[1] （1.IHI）

3:15 PM - 3:30 PM

[1G09] Basic research programs for the next generation vitrification technology

＊Takahiro Tachibana[1], Yasutomo Tajiri[1], Toshiro Oniki[1], Toshiaki Kakihara[1], Toyonobu Nabemoto[1], Toshiki Fukui[1] （1.IHI Corporation）

3:30 PM - 3:45 PM

[1G10] Basic research programs for the next generation vitrification technology

©Atomic Energy Society of Japan

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

3:45 PM - 4:00 PM

[1G11] Basic research programs for the next generation vitrification technology

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

4:00 PM - 4:15 PM

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

[1G12-16] Vitrification 3

Chair: Tatsumi Arima (Kyusyu Univ.)
4:15 PM - 5:30 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

[1G12] Investigation of the chemical form of ruthenium compounds in the vitrification process

＊Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[1], Nobuaki Sato[2], Takehiko Inose[3], Seiichi Sato[3], Kiyoshi Hatakeyama[4], Katsumi Seki[4] （1.JAEA, 2.Inst. Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku Univ., 3.Inspection Development Company Ltd., 4.E&E Techno Service Co., Ltd.）

4:15 PM - 4:30 PM

[1G13] Simulation of TVF glass melter operation with forming of thick sediments composed of platinum group elements

＊Yoshimitsu Asahi[1,2], Masayoshi Nakajima[1], Yasuo Ayame[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Visible Information Center, Inc.）

4:30 PM - 4:45 PM

[1G14] Chemical state analysis of rhodium in the simulated waste glass by synchrotron radiation based imaging XAFS technique

＊Yoshihiro Okamoto[1], Takayuki Nagai[1], Hideaki Shiwaku[1], Takehiko Inose[2], Seiichi Sato[2] （1.JAEA, 2.Inspection Development Companiy Ltd.）

4:45 PM - 5:00 PM

[1G15] Study on interactions between borosilicate glass and molybdenum contained in a high-level liquid waste

＊KOTA KAWAI[1], MAKOTO NISHIKAWA[1], YOSHIO NAKANO[1], KENJI TAKESHITA[1], YOSHIYUKI MIURA[2], NORIO KANEHIRA[2] （1.Research Laboratory for Nuclear Reactor, Tokyo Institute of Technology, 2.Japan Nuclear Fuel Limited）

5:00 PM - 5:15 PM

[1G16] Search of vitrification matrix with high-loading capacity -change of chemical durability and MoO_3 solubility with B_2O_3 and Al_2O_3 contents-

＊Katsushige Komatsu[1], Akihiro Yamada[1], Jun Matsuoka[1], Norio Kanehira[2] （1.The University of Shiga Prefecture, 2.Japan Nuclear Fuel Limited）

5:15 PM - 5:30 PM

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

[1G17-19] Nuclide Separation and Recovery 1

Chair: Tetsuo Fukasawa (HGNE)
5:30 PM - 6:15 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

[1G17] Analysis for difficult measurement nuclides in radioactive pollutants and environmental samples

＊Hideyuki Akutsu[1], Yuko Komatsuzaki[1], Atsushi Tanaka[1], Satoshi Tomatsuri[1], Tomohiko Kawakami[1] （1.Kaken Inc）

5:30 PM - 5:45 PM

[1G18] Cesium and Strontium Absorption Characteristics of Porous Ceramics for absorbing Radioactive Nuclides using Natural Minerals

＊Yamato Sugitatsu[1], Toyohiko Yano[1], Katsumi Yoshida[1], Tadahiko Takada[2] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.Silica Material,LLC）

5:45 PM - 6:00 PM

[1G19] Sr adsorption performance of metal-doped antimony compounds

＊Ayumi Watanabe[1], Mamoru Kamoshida[1], Kenji Noshita[2] （1.Hitachi, 2.HGNE）

6:00 PM - 6:15 PM

Room H

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

[1H01-08] Pb-Bi/SiC-1

Chair: Takashi Nozawa (JAEA)
10:00 AM - 12:00 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

[1H01] Research and development of innovative technologies for nuclear reactor core material with enhanced safety

＊Tatsuya Hinoki[1], Fumihisa Kano[2], Yoshihiro Hyodo[2] （1.Kyoto University, 2.TOSHIBA Corporation）

10:00 AM - 10:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[1H02] Research and development of innovative technologies for nuclear reactor core

＊Yoshihiro Hyodo[1], Yumiko Tsuchiya[1], Fumihisa Kano[1], Sosuke Kondo[2], Tatsuya Hinoki[2] （1.Toshiba Corporation , 2.Kyoto University）

10:15 AM - 10:30 AM

[1H03] Research and development of innovative technologies for nuclear core material with enhanced safety

＊Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1], Fumihisa Kano[2], Kazunari Okonogi[2] （1.Hokkaido University, 2.Toshiba Corporation）

10:30 AM - 10:45 AM

[1H04] Research and development of innovative technologies for nuclear reactor core material with enhanced safety

＊Sosuke Kondo[1], Tatsuya Hinoki[1], Yoshihiro Hyodo[2], Yumiko Tsuchiya[2], Fumihisa Kano[2] （1.IAE, Kyoto University, 2.TOSHIBA Corporation）

10:45 AM - 11:00 AM

[1H05] Research and development of innovative technologies for nuclear reactor core material with enhanced safety

＊Toshiyuki Tazawa[1], Yoshiiro Hyodo[1], Fumihisa Kano[1], Kazunari Okonogi[1], Kazuo Kakiuchi[1] （1.TOSHIBA Corporation）

11:00 AM - 11:15 AM

[1H06] Research and development of innovative technologies for nuclear reactor core material with enhanced safety

＊Fumie Sebe[1], Rei Kimura[1], Yutaka Takeuchi[1], Kazuo Kakiuchi[2], Kazunari Okonogi[2] （1.TOSHIBA CORPORATION Power Systems Company, 2.TOSHIBA CORPORATION Power Systems Company IEC）

11:15 AM - 11:30 AM

[1H07] Performance of Solid Electrolyte Oxygen Sensor with Solid Fe/Fe_3O_4 Reference Electrode for Liquid Lead-bismuth Eutectic

＊Pribadi Adhi[1], Masatoshi Kondo[2], Minoru Takahashi[2] （1.Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology）

11:30 AM - 11:45 AM

[1H08] Molecular Dynamics Study of Metallic Impurity Diffusion in Liquid Lead-bismuth Eutectic (LBE)

＊Yun GAO[1], Guido Raos[2], Carlo Cavallotti[2], Minoru Takahashi[1] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.Politecnico di Milano）

11:45 AM - 12:00 PM

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

[1H09-13] SiC-2

Chair: Akira Hasegawa (Tohoku Univ.)

2:45 PM - 4:05 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

[1H09] Current status of SiC/SiC Fuel Cladding/Assembly Research by NITE method (Project SCARLET)

＊HIROTATSU KISHIMOTO[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[1], Akira Kohyama[1] （1.Muroran Institute of Technology）

2:45 PM - 3:00 PM

[1H10] Recent Accomplishment of “INSPIRE” Project for R&D of SiC/SiC Fuel Cladding by NITE Method

＊Joon-Soo Park[1], Hirotatsu Kishimoto[2], Naofumi Nakazato[2], Akira Kohyama[1] （1.OASIS,MuroranIT, 2.MuroranIT）

3:00 PM - 3:15 PM

[1H11] Corrosion Behavior of NITE-SiC/SiC Fuel Cladding under High Temperature/Pressurized Water

＊Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[1], Masato Honma[1], Eri Yanagiya[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Masahiro Saitoh[2], Tatsuo Shikama[2], Akira Kohyama[1] （1.Muroran Institute of Technology, 2.Hachinohe Institute of Technology）

3:15 PM - 3:30 PM

[1H12] Effect of size and notch shape in the tensile test on NITE-SiC/SiC cladding tube

＊Juhyeon Yu[1], Hirotatsu Kishimoto[2,1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Akira Kohyama[2] （1.Muroran Institute of Technology, 2.OASIS, Muroran Institute of Technology）

3:30 PM - 3:45 PM

[1H13] Radiation damage analysis of high purity SiC by TEM

＊Mohd Idzat Idris[1], Toyohiko Yano[1], Katsumi Yoshida[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

3:45 PM - 4:00 PM

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

[1H14-21] ODS Structure materials Ni alloys

Chair: Naoyuki Hashimoto (Hokkaido Univ.)

©Atomic Energy Society of Japan

4:05 PM - 6:15 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

[1H14] R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

＊Yasuhide Yano[1], Shoich Kato[1], Satoshi Ohtsuka[1], Toshihiko Inoue[1], Takashi Tanno[1], Hiroshi Oka[1], Tomohiro Furukawa[1], Takeji Kaito[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3] (1.JAEA, 2.Hokkaido Univ., 3.Kyoto Univ.)

4:05 PM - 4:20 PM

[1H15] R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

＊Naoko OONO[1], Ken Nakamura[1], Shigeharu Ukai[1], Takeji Kaito[2], Tadahiko Torimaru[3], Akihiko Kimura[4], Shigenari Hayashi[5] (1.Hokkaido Univ., 2.JAEA, 3.NFD, 4.Kyoto Univ., 5.Tokyo Tech.)

4:20 PM - 4:35 PM

[1H16] R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

＊Akihiko Kimura[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Wentuo Han[1], Naoko Oono[2], Shigeharu Ukai[2], Takeji Kaito[3], Tadahiko Torimaru[4], Shigenari Hayashi[5] (1.Kyoto University, 2.Hokkaido University, 3.JAEA, 4.NFD, 5.Institute of Tokyo Technology)

4:35 PM - 4:50 PM

[1H17] R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

＊Kiyohiro Yabuuchi[1], Wentuo Han[1], Akihiko Kimura[1], Takeji Kaito[3], Tadahiko Torimaru[4], Shigenari Hayashi[5], Naoko Oono[2], Shigeharu Ukai[2] (1.IAE, Kyoto Univ., 2.Hokkaido Univ., 3.JAEA, 4.NFD, 5.Institute of Tokyo Univ.)

4:50 PM - 5:05 PM

[1H19] R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

＊Bikas Maji[1], Shigeharu Ukai[1], Naoko Oono[1], Takeji Kaito[2], Tadahiko Torimaru[3], Akihiko Kimura[4], Shigenari Hayashi[5] (1.Hokkaido University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., 4.Kyoto University, 5.Tokyo Institute of Technology)

5:05 PM - 5:20 PM

[1H18] R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

＊Kan Sakamoto[1], Tadahiko Torimaru[1], Shigeharu Ukai[2], Naoko Oono[2], Takeji Kaito[3], Akihiko Kimura[4], Shigenari Hayashi[5] (1.NFD, 2.Hokkaido Univ., 3.JAEA, 4.Kyoto Univ., 5.Tokyo Institute of Technology)

5:20 PM - 5:35 PM

[1H20] Effects of heating on the strengths and microstructures of reactor structural materials during severe accident

Yuuto Aoki[1], Keita Yoshinaga[1], ＊Shiro Jitsukawa[1] (1.NIT Fukushima College)

5:35 PM - 5:50 PM

[1H21] Grain Boundary Cavity Formation at Crack Tip of PWSCC of Alloy 690

＊Takumi Terachi[1], Tomoki Miyamoto[1], Takuyo Yamada[1], Nobuo Totsuka[1], Koji Arioka[1] (1.Institute of Nuclear Safety System, Incorporated)

5:50 PM - 6:05 PM

Room I

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

[1I01-04] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident

Chair: Naoyuki Ishida (Hitachi)

10:00 AM - 11:00 AM Room I (Lecture Rooms B B200)

[1I01] Analysis of Recovery Actions in Fukushima Daiichi NPS Accident (3)

＊Fumiya Tanabe[1] (1.SOCTEX)

10:00 AM - 10:15 AM

[1I02] Operation Side Ideas of the Searching of the Nuclear Reactor Conditions at SBO

＊Kazuo Watanabe[1], Kiyoshi Yoneyama[2] (1.WNR-Cx Watanabe Lab., 2.H.O.Yoneyama)

10:15 AM - 10:30 AM

[1I03] Operation Side Ideas of the Searching of the Nuclear Reactor Conditions at SBO

＊Kiyoshi Yoneyama[1], Kazuo Watanabe[2] (1.H.O.YONEYAMA, 2.WNR-Cx Watanabe Lab.)

10:30 AM - 10:45 AM

[1I04] Operation Side Ideas of the Searching of the Nuclear Reactor Conditions at SBO

＊Kiyoshi Yoneyama[1], Kazuo Watanabe[2] (1.H.O.YONEYAMA, 2.WNR-Cx Watanabe Lab.)

©Atomic Energy Society of Japan

10:45 AM - 11:00 AM

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

[1I05-08] Philosophy of the safety

Chair: Koichi Nakamura (CRIEPI)
11:00 AM - 12:00 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

[1I05] Development of the guideline of Japan version Safety Assessment Report (JSAR)

＊Yuichi Shimada[1], Satoshi Kurata[1], Katsuyuki Kumasaka[1], Masayuki Tabata[1], Goro Imada[1], Yoshiaki Suzuki[1], Kenichi Yasuda[4], Mitsuhiro Kano[3], Kouichi Kondo[2], Kazutoshi Eto[5] （1.Japan Nuclear Safety Institute , 2.Toshiba, 3.MHI, 4.Hitachi-GE, 5.Kyushu Electric Power Company）

11:00 AM - 11:15 AM

[1I06] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

＊Tsuyoshi Takada[1], Tatsuya Itoi[1], Takenori Hida[1], Osamu Furuya[2], Ken Muramatsu[2], Hitoshi Muta[2], Satoshi Fujita[3], Keisuke Minagawa[4], Hidekado Yamano[5], Akemi Nishida[5] （1.School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Tokyo City University, 3.Tokyo Denki University, 4.Saitama Institue of Technology, 5.Japan Atomic Energy Agency）

11:15 AM - 11:30 AM

[1I07] Concept on nuclear risks and mesures

＊Hiroshi Ando[1], Hiroshi Ujita[2], Ken Muramatsu[3], Kenji Tominaga[4] （1.INSS, 2.CIGS, 3.Tokyo City University, 4.JANSI）

11:30 AM - 11:45 AM

[1I08] Concept on nuclear risks and measures - For a dialog with society

＊Hiroshi Ujita[1], Ken Muramatsu[2], Kenji Tominaga[3], Hiroshi Ando[4] （1.The Canon Institute for Global Studies, 2.Tokyo City University, 3.Japan Nuclear Safety Institute, 4.Institute of Nuclear Safety System）

11:45 AM - 12:00 PM

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

[1I09-12] Severe Accident 1

Chair: Shuji Ohno (JAEA)
2:45 PM - 3:50 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

[1I09] Development of Dry-Well Cooler for severe accident

＊Ryohei Watanabe[1], Kouji Andou[1], Daiki Sato[1], Naoyuki Ishida[2], Naohisa Watahiki[2], Hideaki Hosoi[2] （1.Hitachi GE,Ltd., 2.Hitachi,Ltd.）

2:45 PM - 3:00 PM

[1I10] Development of Dry-Well Cooler for an severe accident

＊Naoyuki Ishida[1], Naohisa Watahiki[1], Ryohei Watanabe[2], Daiki Sato[2], Kouji Andou[2], Hideaki Hosoi[1] （1.Hitachi, 2.Hitachi GE）

3:00 PM - 3:15 PM

[1I11] Consideration of error reduction methods for aerosol decontamination factor measurement in pool scrubbing experiment

＊Haomin Sun[1], Yasuteru Sibamoto[1], Yuria Okagaki[1], Taisuke Yonomoto[1] （1.JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

[1I12] Bayesian optimization analysis of containment venting strategies in a severe accident

＊Xiaoyu Zheng[1], Jun Ishikawa[1], Yu Maruyama[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1I13-16] Severe Accident 2

Chair: Hiroshi Ando (INSS)
3:50 PM - 4:55 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

[1I13] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

＊Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1], Toshihiro Yoshii[1], Chikako Iwaki[1], Daigo Kittaka[1], Masashi Tanabe[1] （1.TOSHIBA CORPORATION）

3:50 PM - 4:05 PM

[1I14] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

＊CHIKAKO IWAKI[1], DAIGO KITTAKA[1], TOSHIHIRO YOSHII[1], MOTOSHIGE YAGYU[1], MASATO OKAMURA[1], MASASHI TANABE[1] （1.Toshiba）

4:05 PM - 4:20 PM

[1I15] Development of Artificial Intelligence Integrated Adsorption Simulation Method for Nuclear-Related Adsorption Process.

＊Masayuki Miyano[1], Yukiko Obara[1], Manami Sato[1], Patrick Bonnaud[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1] （1.Tohoku University）

©Atomic Energy Society of Japan

4:20 PM - 4:35 PM

[1I16] AgX and AgR radioiodine adsorbents as severe accident countermeasures

＊Toshiki Kobayashi[1], Jifeng WANG[1], Yoshihiro ISHIKAWA[1], Yuichiro UZUYAMA[1], Koji ENDO[1] （1.Rasa Industries LTD. Electronic Materials Div. ）

4:35 PM - 4:50 PM

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

[1I17-20] Accident in LWR 1

Chair: Nozomu Hatakeyama (Tohoku Univ.)
4:55 PM - 6:00 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

[1I17] Severe accidents analyses of LWR plant behavior with simulator of RELAP/SCDAPSIM code and graphical interface.

＊Daiki Nunokawa[1], Mitsuyo Tuji[1], Kameyama Takanori[2] （1.Graduate School of Tokai Univ., 2.Tokai Univ.）

4:55 PM - 5:10 PM

[1I18] Severe accidents analyses of LWR plant behavior with simulator of RELAP/SCDAPSIM code and graphical interface.

＊Mitsuyo Tsuji[1], Daiki Nunokawa[1], Takanori Kameyama[2] （1.Graduate school of Tokai Univ., 2.Tokai Univ.）

5:10 PM - 5:25 PM

[1I19] Analysis of boil-off level using RELAP5-3D

＊Takahiro YANO[1], Hiroyasu MOCHIZUKI[1], Tadas Kaliatka[2] （1.University of Fukui , 2.Lithuanian Energy Institute）

5:25 PM - 5:40 PM

[1I20] Experiments and Simulation of Steam Injector for Passive Core-Injection System

＊XINGYONG ZHNAG[1], Hiroto Endo[1], Shuichiro Miwa[1], Michitsugu Mori[1], Hiroto Sakashita[1] （1.Hokkaido Univ.）

5:40 PM - 5:55 PM

Room J

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

[1J01-05] Fusion Reactor Component Technology (Divertor)

Chair: Satoshi Ito (Tohoku Univ.)
10:30 AM - 11:55 AM Room J (Lecture Rooms C C102)

[1J01] Development of high strength W/V/Au/ODS-Cu joint using HIP process

＊Hiroyuki Noto[1], Tetsuya Yamada[2], Yoshimitsu Hishinuma[1], Takeo Muroga[1] （1.National Institute for Fusion Science, 2.Nagoya University）

10:30 AM - 10:45 AM

[1J02] Progress of research and development for ITER Full-W divertor

＊KOICHIRO Ezato[1], Yohji Seki[1], Satoshi Suzuki[1], Kenji Yokoyama[1], Hirokazu Yamada[1], Tomoyuki Yamada[1] （1.JAEA）

10:45 AM - 11:00 AM

[1J03] Progress of research and development of Full-W ITER divertor

＊Yohji Seki[1], Koichiro Ezato[1], Satoshi Suzuki[1], Kenji Yokoyama[1], Hirokazu Yamada[1], Tomoyuki Hirayama[1] （1.JAEA）

11:00 AM - 11:15 AM

[1J04] Deuterium retention behavior of tungsten with argon gas puffing

＊Toshiyuki Kasama[1], Yuji Yamauchi[1], Yuji Nobuta[1], Kiyohiko Nishimura[2] （1.Hokkaido Univ., 2.NIFS）

11:15 AM - 11:30 AM

[1J05] Heat load analysis of the divertor tile of Large Helical Device during long pulse discharge

＊Hiroto Matsuura[1], Ippei Watanabe[2], Hirohiko Tanaka[3], Yasuhiro Suzuki[3], Kenichi Nagaoka[3] （1.Radiation Research Center, Osaka Pref. Univ., 2.The Graduate University for Advanced Studies, 3.National Institute for Fusion Science）

11:30 AM - 11:45 AM

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

[1J06-11] Fusion Reactor Component Technology (Superconducting Magnet)

Chair: Hisashi Tanigawa (JAEA)
2:45 PM - 4:20 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[1J06] Research progress in joint and cooling techniques for a remountable high-temperature superconducting magnet

＊Satoshi Ito[1], Shunsuke Sasaki[1], Hidetoshi Hashizume[1] （1.Tohoku Univ.）

2:45 PM - 3:00 PM

[1J07] Research progress in joint and cooling techniques for a remountable high-temperature superconducting magnet

＊Tatsuki Nishio[1], Satoshi Ito[1], Hidetoshi Hashizume[1]

©Atomic Energy Society of Japan

（1.Tohoku Univ.）
3:00 PM - 3:15 PM

[1J08] Research progress in joint and cooling techniques for a remountable high-temperature superconducting magnet
＊Luis Aparicio[1], Satoshi Ito[1], Hidetoshi Hashizume[1]
（1.Tohoku Univ.）
3:15 PM - 3:30 PM

[1J09] Research progress in joint and cooling techniques for a remountable high-temperature superconduction magnet
＊weixi chen[1], noritaka yusa[1], satoshi ito[1], hidetoshi hashizume[1]（1.Tohoku Univ.）
3:30 PM - 3:45 PM

[1J10] Present status of construction of superconducting Tokamak JT-60SA
＊Yoshitaka Ikeda[1], JT-60SA Team[1]（1.Japan Atomic Energy Agency）
3:45 PM - 4:00 PM

[1J11] Present status of construction of superconducting Tokamak JT-60SA
＊Fuminori OKANO[1], JT-60SA Team[1]（1.JAEA）
4:00 PM - 4:15 PM

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

[1J12-16] Fusion Reactor Blanket

Chair: Masatoshi Kondo (Tokyo Tech)
4:20 PM - 5:45 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[1J12] Feasibility study of molten salt blanket system for transmutation of radioactive wastes
＊Yuki Furudate[1], Hiroki Shishido[1], Noritaka Yusa[1], Hidetoshi Hashizume[1]（1.Tohoku Univ.）
4:20 PM - 4:35 PM

[1J13] Feasibility study of molten salt blanket system for transmutation of radioactive wastes
＊Hiroki Shishido[1], Yuki Furudate[1], Noritaka Yusa[1], Hidetoshi Hashizume[1], Yoshiki Ishii[2], Norikazu Ohtori[2]（1.Tohoku Univ., 2.Niigata Univ.）
4:35 PM - 4:50 PM

[1J14] Study on thermal mixing of liquid-metal free-surface by obstacle installed at the bottom of a channel
＊Koji Kusumi[1], Tomoaki Kunugi[1], Takehiko Yokomine[1], Zensaku Kawara[1]（1.Kyoto University Department of Nuclear Engineering）
4:50 PM - 5:05 PM

[1J15] Study on fluid dynamics of liquid metal breeder under magnetic field
＊Yuki Iwama[1], Masaru Kaginaka[1], Eiji Hoashi[1], Takafumi Okita[1], Nobuo Yamaoka[1], Hiroshi Horiike[2], Takehiko Yokomine[3], Takeo Muroga[4]（1.Graduate School of Engineering Osaka University Division of Sustainable Energy and Environmental Engineering, 2.Faculty of Engineering, Department of Applied Nuclear Technology, Fukui University of Technology, 3.Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 4.Department of Helical Plasma Research, National Institute for Fusion Science）
5:05 PM - 5:20 PM

[1J16] Thermal Response Characteristics of Blanket Caused by Decay Heat under LOCA
＊Hyoseong Gwon[1], Hisashi Tanigawa[1], Motoki Nakajima[1], Takanori Hirose[1], Yoshinori Kawamura[1]（1.Japan Atomic Energy Agency）
5:20 PM - 5:35 PM

Room K

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

[1K01-07] neutron simulation, sheilding-induced activity calculation,standarization of shielding material

Chair: Masayuki Hagiwara (KEK)
10:10 AM - 12:00 PM Room K (Lecture Rooms C C101)

[1K01] A Real-Time Thermal Neutron Detector Using Silicon Sensor
＊Masashi Takada[1,2], Tetsuro Matsumoto[2], Tomoya Nunomiya[3], Hiroki Tanaka[4], Akihiko Masuda[2], Yuusaku Watanabe[1], Takashi Nakamura[3,5]（1.National Defense Academy, 2.National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 3.Fuji Electric Co. Ltd., 4.Kyoto University Research Reactor Institute, 5.Cyclotron Radioisotope Center, Tohoku University）
10:10 AM - 10:25 AM

[1K02] Development of induced activity calculation system (implementation of decay data for dose calculation: DECDC2)
＊Norihiro MATSUDA[1], Tatsuhiko SATO[1], Koji NIITA[2], Kenya SUYAMA[1]（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Research organization for Information Science and Technology）
10:25 AM - 10:40 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[1K03] Monte Carlo analyses of shielding, activation and external exposure for BNCT using near-threshold ^{7}Li(p,n) neutrons

＊Noriaki Nakao[1], Kazuaki Kosako[1], Noriyosu Hayashizaki[2], Tatsuya Katabuchi[2], Tooru Kobayashi[3]
（1.Institute of Technology, Shimizu Corporation, 2.Research Laboratory for Nuclear Reactor, Tokyo Institute of Technology, 3.Max medical Co. Ltd.）

10:40 AM - 10:55 AM

[1K04] Attenuation function of radiation from cylindrical surface source

＊Hideo Ezure[1]（1.NAIS）

10:55 AM - 11:10 AM

[1K05] Discussion on the standardization of shielding material -focusing on shielding concrete

＊Kennichi Kimura[1], Masahiro Taniguchi[2], Mikihiro Nakata[3], Koichi Okuno[4], Yukio Sakamoto[5], Toshihisa Tsukiyama[6], Koji Oishi[7], Satoshi Ishikawa[8], Yoshihiro Hirao[9]（1.Fujita Corp., 2.TAISEI Corp., 3.MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, 4.HAZAMA-Ando Corp., 5.ATOX Corp., 6.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd,, 7.Japan Environment Research Co. LTD., 8.ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 9.National Maritime Research Institute）

11:10 AM - 11:25 AM

[1K06] Discussion on the standardization of shielding material -focusing on shielding concrete

＊Masahiro Taniguchi[1], Kennichi Kimura[2], Mikihiro Nakata[3], Koichi Okuno[4], Yukio Sakamoto[5], Ken-ichi Tanaka[6], Koji Oishi[7], Masahiro Yoshida[8], Kazuaki Kosako[9]（1.TAISEI Corp., 2.Fujita Corp., 3.MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, 4.HAZAMA-Ando Corp., 5.ATOX Corp., 6.The Institute of Applied Energy, 7.Japan Environment Research Co. LTD., 8.Nuclear Safety Technology Center, 9.Shimizu Corporation）

11:25 AM - 11:40 AM

[1K07] Discussion on the standardization of shielding material -focusing on shielding concrete

＊Mikihiro Nakata[1], Takayuki Hirouchi[2], Tomohiro Ogata[3], Hiroki Sakamoto[4], Yukio Sakamoto[5], Toshihisa Tsukiyama[6], Hidenori Kawano[5], Toshio Amano[7], Kazuaki Kosako[8]（1.MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, 2.TOSHIBA corp., 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 4.Transnuclear Tokyo, 5.ATOX Corp., 6.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd,, 7.ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 8.Shimizu Corporation）

11:40 AM - 11:55 AM

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

[1K08-11] Application and Validation of Computational Code

Chair: Tadahiro Kin (Kyushu Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room K (Lecture Rooms C C101)

[1K08] Verification of deposit energy calculation of the PHITS code in microscopic regions

＊Shuichi Tsuda[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Tatsuhiko Sato[1]
（1.Japan Atomic Energy Agency）

2:45 PM - 3:00 PM

[1K09] Evaluation of radioactivation by irradiation of 11MeV/u uranium beam on He gas at RIBF accelerator facility

＊Atsuko Akashio[1], Kanenobu Tanaka[1], Hiroshi Imao[1]
（1.RIKEN）

3:00 PM - 3:15 PM

[1K10] Response measurements of Bonner spheres for neutrons between 100 MeV and 400 MeV

＊Akihiko Masuda[1], Tetsuro Matsumoto[1], Hideki Harano[1], Yosuke Iwamoto[2], Hiroshi Iwase[3], Takashi Nakamura[4], Daiki Satoh[2], Masayuki Hagiwara[3], Tatsuhiko Sato[2], Hiroshi Yashima[5]（1.AIST, 2.JAEA, 3.KEK, 4.Tohoku Univ., 5.Kyoto Univ.）

3:15 PM - 3:30 PM

[1K11] Study on unfolding method in the energy-resolved X-ray CT with a transXend detector

Yoshihiro Maruyama[1], Takumi Hamaguchi[1], ＊Ikuo Kanno[1]（1.Kyoto University）

3:30 PM - 3:45 PM

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

[1K12-16] Development of Radiation Detection Device

Chair: Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)
3:50 PM - 5:10 PM Room K (Lecture Rooms C C101)

[1K12] Characterization of Strontium Iodide scintillator

＊SO KAMADA[1], Seiki Ohnishi[1], Naoteru Odano[1]
（1.National Maritime Research Institute）

3:50 PM - 4:05 PM

[1K13] Fabrication and Characterization of Cubic

©Atomic Energy Society of Japan

SrI2(Eu) Crystals for use in Array Detectors

＊Kenji Shimazoe[1], Akihiro Koyama[1], Hiroyuki Takahashi[1], Shiro Sakuragi[2], Yasushi Yamasaki[3] （1.The University of Tokyo, 2.Union Materials, 3.Leading Edge Algorithm）

4:05 PM - 4:20 PM

[1K14] Development of UV Curing Resin to Form Scintillator by a 3D Printer

＊Tadahiro Kin[1], Takayuki Nakamura[1], Yukinobu Watanabe[1] （1.Kyusyu Univ.）

4:20 PM - 4:35 PM

[1K15] Development of diamond electric devices for nuclear power reactors with standing a severe accident

Masakatsu Tsubota[1], ＊Junichi Kaneko[1], Takehiro Shimaoka[1], Hiroaki Shimmyo[1], Hitoshi Koizumi[1], Akiyoshi Chayahara[2], Yukako Kato[2], Hitoshi Umezawa[2] （1.Hokkaido Univ., 2.AIST）

4:35 PM - 4:50 PM

[1K16] Fabrication and evaluation of position-sensitive TlBr detectors

＊Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Toshiyuki Onodera[2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1], Keizo Ishii[1] （1.Tohoku Univ., 2.Tohoku Inst. Tech.）

4:50 PM - 5:05 PM

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

[1K17-20] Development of Radiation Measurement System

Chair: Kenji Shimazoe (Tokyo Univ.)
5:10 PM - 6:15 PM Room K (Lecture Rooms C C101)

[1K17] Development of a transparent MSGC with optical readout

＊Xuan Lian[1], Yuki Mitsuya[1], Yang Tian[2], Kenji Shimazoe[2], Hiroyuki Takahashi[1] （1.Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo,, 2.Bioengineering, School of Engineering, The University of Tokyo,）

5:10 PM - 5:25 PM

[1K18] 2-d scintillation detector for neutron protein diffractometer in J-PARC

＊Tatsuya Nakamura[1], Kentaro Toh[1], Katsunori Honda[1], Masumi Ebine[2], Atsushi Birumachi[2], Kaoru Sakasai[1] （1.JAEA, J-PARC, MLF, Neutron instrumentation section, 2.JAEA, Tokai Research establishment, Electromechanical group）

5:25 PM - 5:40 PM

[1K19] 2-d scintillation detector for neutron protein diffractometer in J-PARC

＊Masumi Ebine[1], Tatsuya NAKAMURA[2], Kentaro TOH[2], Katsunori HONDA[2], Atsushi BIRUMACHI[2], Kaoru SAKASAI[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.J-PARC Center）

5:40 PM - 5:55 PM

[1K20] Neutron Energy Spectrometer with Onion-like Single Bonner Sphere Using TRSUT Eu:LiCAF Scintillator for High Flux

＊Tomoaki Mizukoshi[1], Kenichi Watanabe[1], Akira Uritani[1], Atsushi Yamazaki[1], Tetsuo Iguchi[1], Tomohiro Ogata[2], Takashi Muramatsu[2], Tetsuro Matsumoto[3], Akihiko Masuda[3] （1.Nagoya Univ. Engineering, 2.MHI LTD, 3.AIST）

5:55 PM - 6:10 PM

Room L

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-2. Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[1L01-03] Tritium permeation

Chair: Yuji Hatano (Univ. of Toyama)
2:45 PM - 3:35 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

[1L01] Deuterium migration behavior in ceramics-metal multilayer coatings

＊Seira Horikoshi[1], Jumpei Mochizuki[1], Cui Hu[1], Yasuhisa Oya[1], Takumi Chikada[1] （1.Fuculty of Science, Shizuoka University）

2:45 PM - 3:00 PM

[1L02] Deuterium permeation behavior in erbium oxide coatings irradiated by iron ion at elevated temperature

＊Takumi Chikada[1], Seira Horikoshi[1], Jumpei Mochizuki[1], Cui Hu[1], Freimut Koch[2], Kiyohiro Yabuuchi[3], Yasuhisa Oya[1] （1.Shizuoka University, 2.Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, 3.Kyoto University）

3:00 PM - 3:15 PM

[1L03] Fabrication and deuterium permeation measurements of yttrium oxide coating containing carbide nanoparticles.

＊Jumpei Mochizuki[1], Seira Horikoshi[1], Cui Hu[1], Yasuhisa Oya[1], Takumi Chikada[1] （1.Faculty of Science, Shizuoka University）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

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

[1L04-07] Detritiation, Mesurement

Chair: Tsuyoshi Hoshino (JAEA)
3:35 PM - 4:45 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

[1L04] Effect of hydrocarbons on tritium oxidation reactor for ITER Detritiation System

＊Yuki Edao[1], Yasunori Iwai[1], Katsumi Sato[1], Takumi Hayashi[1] （1.JAEA）

3:35 PM - 3:50 PM

[1L05] Measurements of tritium distributions on divetor tiles used in JET-ITER like wall campaign using imaging plate technique and β-ray induced X-ray spectrometry

＊Yuji Hatano[1], Kazuya Yumizuru[2], Seppo Koivuranta[4], Jari Likonen[4], Masao Matsuyama[1], contributors JET[3] （1.Hydrogen Isotope Research Center, Organization for Promotion of Research, University of Toyama, 2.Graduate School of Science and Engineering, University of Toyama, 3.EUROfusion Consortium, JET, 4.VTT Technical Research Centre of Finland）

3:50 PM - 4:05 PM

[1L06] Effect of halogenated gas on detritiation efficiency of the detritiation system

＊Yasunori Iwai[1], Akiko Kondo[1], Yuki Edao[1], Katsumi Sato[1], Hitoshi Kubo[2], Yusuke Ohshima[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Tanaka Kikinzoku Kogyo K.K.）

4:05 PM - 4:20 PM

[1L07] Tritium sorption in soil particles immersed in tritiated water

＊Kazunari Katayama[1], Hiroyuki Date[1], Tatsuro Hyuga[2], Kazuya Furuichi[1], Toshiharu Takeishi[2], Satoshi Fukada[1] （1.IGSES, Kyushu Univ., 2.Faculty of Engineering, Kyushu Univ.）

4:20 PM - 4:35 PM

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

[1L08-11] Tritium recovery

Chair: Kazunari Katayama (Kyushu Univ.)
4:45 PM - 5:55 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

[1L08] Evaluation of tritium recovery behavior using CuO

＊Yasuhisa OYA[1], Yuki Uemura[1], Hiroe Fujita[1], Shodai Sakurada[1], Kenta Yuyama[1], Akira Taguchi[2], Masanori Hara[2], Yuji Hatano[2], Takumi Chikada[1] （1.Shizuoka University, 2.University of Toyama）

4:45 PM - 5:00 PM

[1L09] Estimation of isotope separation factor for distillation tower packed with adsorbent showing water adsorption performance

＊Satoshi Fukada[1] （1.kyushu University）

5:00 PM - 5:15 PM

[1L10] Preparation of Catalyst with Porous Silica Supports for Water-Hydrogen Chemical Exchange and Evaluation of its Performance

＊Takahiko Sugiyama[1], Yohei Morita[1], Masahiro Tanaka[2], Akira Taguchi[3] （1.Dept. Eng. Nagoya Univ., 2.NIFS, 3.Univ. Toyama）

5:15 PM - 5:30 PM

[1L11] Simultaneous non-contact recovery of tritium and heat from liquid PbLi

＊Fumito Okino[1], Ryuta Kasada[1], Satoshi Konishi[1] （1.Institute of Advanced Energy, Kyoto University）

5:30 PM - 5:45 PM

Room M

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-1. Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control

[1M01-04] Instrumentation system

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)
10:15 AM - 11:25 AM Room M (Lecture Rooms C C106)

[1M01] Corrosion Property of Sheath Materials using MI Cables at Conditions simulated Severe Accident

＊Hiroko Nakano[1], Hiroshi Shibata[1], Tomoaki Takeuchi[1], Yoshinori Matsui[1], Kunihiko Tsuchiya[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:15 AM - 10:30 AM

[1M02] Development of hydrogen monitor

＊Masaru Hirabayashi[1], Kuniaki Ara[1], Ryutaro Hino[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:30 AM - 10:45 AM

[1M03] Evaluation of optical instruments of in-water wireless transmission system under gamma-ray condition

＊Noriaki otsuka[1], Tomoaki Takeuchi[1], Kunihiko Tsuchiya[1], Taro Shibagaki[2], Hirohisa Komanome[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Ikegami Tsushinki Co.,Ltd.）

©Atomic Energy Society of Japan

10:45 AM - 11:00 AM

[1M04] Gamma-irradiation Effects of Imaging Sensors in Radiation-resistant Monitoring Camera

＊Tomohiro Kamiyanagi[1], Tomoaki Takeuchi[2], Noriaki Otsuka[2], Kunihiko Tsuchiya[2], Hirohisa Komanome[1], Takashi Watanabe[3], Shunji Ueno[4] （1.Ikegami Tsushinki CO.,LTD., 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Brookman Technology, Inc, 4.Tokyo Nuclear Services Co., Ltd.）

11:00 AM - 11:15 AM

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-2. Remote Control, Robotics, Image Processing

[1M10-14] Remote technology 1

Chair: Tadashi Oi (Mitsubishi Electric)
3:35 PM - 4:55 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[1M10] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊Tatsuo Torii[1], Shinji kawatsuma[1], Hisayuki Kojima[1], Toshiyuki Kitami[1], Hiroyuki Daido[1], Hiroshi kawamura[1] （1.JAEA）

3:35 PM - 3:50 PM

[1M11] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊Yoshihiro Tsuchida[1], Mitsuru Isowa[1], Kenta Suzuki[1], Rintaro Ito[1], Koji Ichitsubo[1] （1.JAEA）

3:50 PM - 4:05 PM

[1M12] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊Kenta Suzuki[1], Mitsuru Isowa[1], Kuniaki Kawabata[1], Tatsuo Torii[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

4:05 PM - 4:20 PM

[1M13] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊Yuta Tanifuji[1], Shirasaki Norihito[1], Fumiaki Mori[1], Taichi Yamada[1], Yoshihiro Tsuchida[1], Kuniaki Kawabata[1], Tatsuo Torii[1], Shinji Kawatsuma[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

4:20 PM - 4:35 PM

[1M14] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊Kozue Shimada[1], Makoto Ooka[1], Yasunari Maekawa[1], Chiaki Tomizuka[1], Tomoyuki Murakami[2], Genichi Katagiri[2], Hiroshi Ozaki[2], Katsuhiro Aoyagi[3], Hiroshi Kawamura[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Fuji Electric Co. Ltd., 3.Fukushima National College of Technology）

4:35 PM - 4:50 PM

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-2. Remote Control, Robotics, Image Processing

[1M15-19] Remote Technology 2

Chair: Koji Oga (Hitachi GE)
4:55 PM - 6:15 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[1M15] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊hiroshi usami[1], Makoto Ooka[1], Tatsuya Onizawa[2], Kuniaki Miura[2], Hiroshi Kawamura[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.SUKEGAWA ELECTRIC CO.,LTD）

4:55 PM - 5:10 PM

[1M16] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊Yuki Sato[1], Aya Kishimoto[2], Masaaki Kaburagi[1], Jun Kataoka[2], Tatsuo Torii[1] （1.JAEA, 2.Waseda University）

5:10 PM - 5:25 PM

[1M17] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[1], Hiroshi Kawamura[1], Yoshinori Shimada[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Institute for Laser Technology）

5:25 PM - 5:40 PM

[1M18] Development of Human Resources for FUKUSHIMA Revitalization at the NARAHA Remote Technology Development Center

＊AKIHIKO NISHIMURA[1], TOSHIHIDE HANARI[1], MASAKI NAKAMURA[1], YUKIHIRO MATSINAGA[1], TAKUYA SHIMOMURA[1], HIROYUKI DAIDO[1], KOJI NAKAI[1], TAICHI YAMADA[1], KENJI IZAKI[1], SHINJI KAWATSUMA[1] （1.JAEA）

5:40 PM - 5:55 PM

[1M19] Improving Robustness of Muon Scattering Method Based on EM Algorithm

＊Junji Otsuka[1], Takuma Yamamoto[1], Nao Mishima[1], Tsukasa Sugita[1], Haruo Miyadera[1] （1.Toshiba）

5:55 PM - 6:10 PM

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-3. Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

[1M05-06] Safety concepts

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)
11:25 AM - 12:00 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[1M05] Relations among the Concepts of Safety-I, Safety-II and Defense in Depth

©Atomic Energy Society of Japan

＊Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3] (1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Nuclear Fuel Transport Co., LTD, 3.Research Institute for Technology Management Strategy)

11:25 AM - 11:40 AM

[1M06] Relations among the Concepts of Safety-I, Safety-II and Defense in Depth

＊Atsufumi Yoshizawa[1], Kyoko Oba[2], Masaharu Kitamura[3] (1.Nuclear Fuel Transport Co.,LTD, 2.Japan Atomi Energy Agency, 3.Research Institute for Technology Management Strategy)

11:40 AM - 11:55 AM

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-3. Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

[1M07-09] Human factors

Chair: Hiroshi Ujita (CIGS)

2:45 PM - 3:35 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[1M07] Analysis of human and organizational factors of trouble in nuclear power plant(2)

＊Tomoyuki Yamazaki[1] (1.Japan Nuclear Safety Institute)

2:45 PM - 3:00 PM

[1M08] Extraction of Non-Technical Skills Lessons from YOSHIDA Testimony

＊Masaru Hikono[1], Hiroshi Sakuda[1], Masaki Kanayama[1], Manabu Goto[1], Yuko Matsui[1] (1.Institute of Nuclear Safety System, Inc.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1M09] Study on the unexpected events based on the cognitive experiments

＊Makoto Takahashi[1], Keito Yoshii[1], Yoshitake Souma[1] (1.Graduate School of Engineering, Tohoku University)

3:15 PM - 3:30 PM

Room N

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1. Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[1N05-08] Mitigation of corrosive environment/Dose rate reduction

Chair: Takashi Tsukada (JAEA)

2:45 PM - 3:50 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

[1N05] Study on platinum deposition treatment on material surfaces by addition of platinum oxide nano particle

＊kazushige Ishida[1], Yoichi Wada[1], Masahiko Tachibana[1], Nobuyuki Ota[2] (1.Hitachi,Ltd., 2.Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd.)

2:45 PM - 3:00 PM

[1N06] Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment

Hideyuki Hosokawa[1], Tsuyoshi Ito[1], Mizuho Tsuyuki[2], Nobuyuki Ota[2], ＊Toshimasa Ohasi[1] (1.Hitachi, Ltd., Research &Development Group, 2.Hitachi GE Nuclear Enargy, Ltd.)

3:00 PM - 3:15 PM

[1N07] Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment

＊Tsuyoshi Ito[1], Tsuyoshi Ito[1], Mizuho Tsuyuki[2], Nobuyuki Oota[2] (1.Hitachi Ltd., 2.Hitachi)

3:15 PM - 3:30 PM

[1N08] Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment

＊Nozomu Hatakeyama[1], Yukie Ishizawa[1], Kenji Inaba[1], Akira Miyamoto[1], Toshimasa Ohashi[2], Tsuyoshi Ito[2], Hideyuki Hosokawa[2], Tooru Kawasaki[3] (1.Tohoku University, 2.Hitachi, 3.Hitachi-GE Nuclear Energy)

3:30 PM - 3:45 PM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1. Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[1N09-12] Structure material corrosion for LWR and reprocessing plant

Chair: Yusa Muroya (Osaka Univ.)

3:50 PM - 4:55 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

[1N09] The effect of photo catalysts for SCC protection after noble metal application

＊Osamu Shibasaki[1], Masato Okamura[1], hidehiro urata[1], junichi takagi[1] (1.Toshiba Corporation)

3:50 PM - 4:05 PM

[1N10] Rotating corrosion test of steel materials in diluted seawater.

＊Takashi Tsukada[1], Satoshi Kita[1], Fumiyoshi Ueno[1] (1.JAEA)

4:05 PM - 4:20 PM

[1N11] Study on solution environment of reprocessing plant on corrosion of austenitic stainless steel

＊Satoshi Hasegawa[1,2], Tetsunari Ebina[1,2], Tatsuya

©Atomic Energy Society of Japan

Ito[1], Seong-Yun Kim[1] (1.Tohoku Univ., 2.JNFL)
4:20 PM - 4:35 PM

[1N12] Effect of seawater on corrosion of materials used in reprocessing process – (4)Corrosion of storage tank for high level liquid waste –
*Hiromu Ambai[1], Yusuke Nishiduka[1], Yuichi Sano[1], Naoki Uchida[1], Shizuka Iijima[1] (1.JAEA)
4:35 PM - 4:50 PM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1. Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[1N13-16] Radiolysis

Chair: Kazushige Ishida (Hitachi, Ltd.)
4:55 PM - 6:00 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

[1N13] Irradiation Effect on Wet Scrubber in Filtered Containment Venting System
*Masafumi DOMAE[1], Shoichi ONO[2] (1.CRIEPI, 2.TEPCO)
4:55 PM - 5:10 PM

[1N14] Hydrogen generation by radiolysis of water that included cubic zirconia
*Yoshinobu Matsumoto[1], Masao Inoue[2], Ryuji Nagaishi[2], Toru Ogawa[1] (1.Nagaoka University of Technology, 2.Japan Atomic Energy Agency)
5:10 PM - 5:25 PM

[1N15] Attempt of tool for analyzing radiolytic hydrogen evolution with open-source chemical reaction suit Cantera
*Ryo Furukawahara[1], Toru Ogawa[1], Masao Inoue[2], Ryuji Nagaishi[2] (1.Graduate School of Nagaoka University of Technology, 2.Japan Atomic Energy Agency)
5:25 PM - 5:40 PM

[1N16] Picosecond pulse radiolysis study on elemental spur diffusion reactions in water at high temperatures
*Yusa Muroya[1], Tetsuro Yoshida[1], Wataru Kanamori[1], Yosuke Katsumura[2], Shinichi Yamashita[3], Takahiro Kozawa[1] (1.Institute of Scientific and Industrial Research, Osaka University, 2.Japan Radioisotope Association, 3.School of Engineering, University of Tokyo)
5:40 PM - 5:55 PM

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

[1N02-04] MA separation &Transmutation

Chair: Tsuyoshi Usami (CRIEPI)
11:10 AM - 12:00 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

[1N02] Basic Research on the Realization of the Flexible Waste Management Method to Increase the Effectiveness of MA P&T Technology
*Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Junichi Yamashita[3], Tetsuo Fukasawa[4], Kuniyoshi Hoshino[4] (1.NFD, 2.Kyushu Univ., 3.(Hitachi-GE), 4.Hitachi-GE)
11:10 AM - 11:25 AM

[1N03] Basic Research on the Realization of the Flexible Waste Management Method to Increase the Effectiveness of MA P&T Technology
*tatsumi arima[1], yaohiro inagaki[1], akihiro suzuki[2], junichi yamashita[3], tetsuo fukasawa[4], kuniyoshi hoshino[4] (1.Kyushu university, 2.Nippon Nuclear Fuel Development, 3.retired Hitachi-GE, 4.Hitachi-GE)
11:25 AM - 11:40 AM

[1N04] Basic Research on the Realization of the Flexible Waste Management Method to Increase the Effectiveness of MA P&T Technology
*Tetsuo Fukasawa[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Junichi Yamashita[2], Akihiro Suzuki[3], Yaohiro Inagaki[4], Tatsumi Arima[4] (1.Hitachi-GE, 2.(Hitachi-GE), 3.NFD, 4.Kyushu Univ.)
11:40 AM - 11:55 AM

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 406-1. Accountancy, Safeguards Technology

[1N01-01] Safeguards and Nuclear Material Accounting Technology

Chair: Yoshiki Kimura (JAEA)
10:30 AM - 10:50 AM Room N (Lecture Rooms C C202)

[1N01] Nondestructive estimation of Pu mass with ^{154}Eu gamma ray spectra in spent fuels
*SHIGEMUNE OYA[1], Takanori Kameyama[1] (1.Tokai University)
10:30 AM - 10:45 AM

Room O

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

[1O01-03] optimization technique

Chair: Tetsuo Matsumura (CRIEPI)
10:00 AM - 10:45 AM Room O (Lecture Rooms C C201)

[1O01] Cross Section Adjustment Methods Based on

©Atomic Energy Society of Japan

Minimum Variance Unbiased Estimate
＊Kenji Yokoyama[1], Akio Yamamoto[2] （1.JAEA, 2.Nagoya Univ.）
10:00 AM - 10:15 AM

[1O02] Application of effective sub-space method to nuclear data integral testing
＊Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] （1.Hokkaido University）
10:15 AM - 10:30 AM

[1O03] Fuel Loading Pattern Optimization Using Exhaustive Search for Fresh Fuels and Iterated Local Search
＊Satomi Ishiguro[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] （1.Nagoya University）
10:30 AM - 10:45 AM

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

[1O04-08] calculation model advancement 1

Chair: Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)
10:45 AM - 12:00 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[1O04] Mathematical Consideration of Neutron Linear Diffusion Equation Describing Nuclear Fission Chain Reaction
＊Hiroki Sakamoto[1] （1.TRANSNUCLEAR, LTD.）
10:45 AM - 11:00 AM

[1O05] Rigorous Reactor Kinetics Equations Applicable to Large Reactivities
＊Yoshihisa Tahara[1], Takanori Kameyama[1] （1.Tokai University）
11:00 AM - 11:15 AM

[1O06] Development of reactor dynamics method for HTGR under JAEA/INL collaborative research
＊Yuki Honda[1], Hiroyuki Sato[1], Shigeaki Nakagawa[1], Paul Bayless[2], Gerhard Strydom[2], Robin Baker[2], Hans Gougar[2], Nariaki Sakaba[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Idaho National Laboratory）
11:15 AM - 11:30 AM

[1O07] Temperature dependence of temperature coefficient and void coefficient of reactivity for dilute plutonium solutions
＊Tomoaki Watanabe[1], Takao Kashima[1], Yuichi Yamane[1] （1.JAEA）
11:30 AM - 11:45 AM

[1O08] Energy released in criticality accident by instantaneous reactivity insertion to the system with non-linear temperature feedback
＊Yuichi Yamane[1] （1.JAEA）
11:45 AM - 12:00 PM

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

[1O09-12] calculation model advancement 2

Chair: Go Chiba (Hokkaido Univ.)
2:45 PM - 3:50 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[1O09] Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (6)
＊Tetsuo Matsumura[1] （1.CRIEPI）
2:45 PM - 3:00 PM

[1O10] Development of Whole-Core Monte Carlo Analysis Method with Neutron Current Connection Method
＊Michitaka Ono[1], Motoo Aoyama[1], Takeshi Mitsuyasu[1], Tetsushi Hino[1] （1.Hitachi, Ltd.）
3:00 PM - 3:15 PM

[1O11] Development of a New Statistical Geometry Model using the Delta-Tracking Method
＊Takahiro Koide[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] （1.Nagoya University Graduate School of Engineering Department of Material, Physics and Energy Engineering）
3:15 PM - 3:30 PM

[1O12] Delayed neutron fraction repartition per precursor group wighted by Iterated Fission Probability
＊Yasushi Nauchi[1] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry）
3:30 PM - 3:45 PM

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

[1O13-16] uncertainty quantification 1

Chair: Shungo Sakurai (Toshiba)
3:50 PM - 4:55 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[1O13] Statistical Uncertainty in Kinetic Analysis using Integral Kinetic Model for Re-criticality Accident in Weakly-Coupled Fuel Debris
＊Delgersaikhan Tuya[1], Hiroki Takezawa[1], Toru Obara[1] （1.Tokyo Institute of Technology）
3:50 PM - 4:05 PM

[1O14] Uncertainty of Criticality Analysis of UO2-Concrete System under Randomization
＊Taro Ueki[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, Criticality Safety Group）

©Atomic Energy Society of Japan

4:05 PM - 4:20 PM

[1O15] Subcriticality Measurement using Third Order Neutron-correlation Technique with Bootstrap Method

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

4:20 PM - 4:35 PM

[1O16] Estimation of unknown neutron source distribution using inverse problem solutions

＊Shinji SUGAYA[1], Tomohiro ENDO[2], Akio YAMAMOTO[2] （1.Nagoya University, School of Engineering, 2.Nagoya University, Graduate School of Engineering）

4:35 PM - 4:50 PM

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

[1O17-21] uncertainty quantification 2

Chair: Kazuki Kirimura (MHI)

4:55 PM - 6:15 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[1O17] Uncertainty quantification due to cross section data for subcriticality measurement using area ratio method

＊Toshiki KIMURA[1], Tomohiro ENDO[2], Akio YAMAMOTO[2] （1.Nagoya University School of Engineering, 2.Nagoya University Graduate School of Engineering）

4:55 PM - 5:10 PM

[1O18] Uncertainty Quantification of Neutron Flux Due to Cross Section Data in Neutron Shielding Calculation

＊KIMIHIRO YOKOI[1], TOMOHIRO ENDO[2], AKIO YAMAMOTO[2], YOSHIO KIMURA[3], RYOJI MIZUNO[3] （1.Nagoya University Division of Quantum Science and Energy Engineering, 2.Nagoya University Department of Materials,Physics and Energy Enginering, 3.Chuden CTI Analyzing and Engineering Solutions Department, IT Solutions Division）

5:10 PM - 5:25 PM

[1O19] Uncertainty analysis of neutronics characteristics in thorium loaded reactor core

＊Tadafumi Sano[1], Jun-ich Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Hironobu Unesaki[1] （1.KURRI）

5:25 PM - 5:40 PM

[1O20] Study for uncertainty reduction of FP decay heat of FBR fuel

＊Kazuya Ohgama[1], Futoshi Minato[1], Shigeo Ohki [1], Jun-ichi Katakura[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Nagaoka University of Technology）

5:40 PM - 5:55 PM

[1O21] An Investigation on Improvement of the Core Neutronics Design Calculation Method for Advanced Fast Reactors (4)

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

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

[1A01-03] Radiation Protection and Control

Chair: Yoshitaka Yoshida (INSS)

Sat. Mar 26, 2016 11:10 AM - 12:00 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[1A01] Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering

＊masatoshi watanabe[1], shogo takahara[1], jyun hirouchi[1], masahiro munakata[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:10 AM - 11:25 AM

[1A02] Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering

＊Jun Hirouchi[1], Shogo Takahara[1], Masatoshi Watanabe[1], Masahiro Munakata[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:25 AM - 11:40 AM

[1A03] Estimation of Leakage Dose around Therapy Facilities using Cyber Knife

＊Yoshihiro Ogawa[1], Eiji Hamada[2], Shigemi Ogawa[3], Ryotaro Yahagi[3] （1.Kindai University, 2.Tobata Kyoritsu Hospital, 3.Accuray Japan K.K.）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

屋内退避による内部被ばく低減効果の調査（1）変動因子の調査

Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering
(1) Literature search on variation factors

*渡邊 正敏[1], 高原 省五[1], 廣内 淳[1], 宗像 雅広[1]
[1]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、それら因子の変動幅が屋内退避による低減効果を評価するうえで重要である。本研究では、変動因子の中でも人為的に制御できない因子（自然換気率、室内壁面への沈着速度、及び室内への浸透率）に着目し、これら因子の文献調査を行い、日本国での変動幅を示す。

キーワード：屋内退避, 内部被ばく, 低減効果, 自然換気率, 沈着速度, 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。現状では、屋内退避による内部被ばくに対する低減効果の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。その変動因子の例として、放射性物質の屋内への侵入量を決定する換気率、放射性物質が侵入経路で除去されずに屋内へ侵入する割合を表す浸透率、放射性物質の屋内壁面等への沈着速度などが挙げられる。本研究では、低減効果の高い屋内退避を行うための基礎資料を提供することを目的とし、屋内退避による内部被ばくに対する低減効果に影響を与える因子のうち、人為的に制御できない建物の自然換気率、建物内での沈着速度、及び建物内への浸透率の知見を整理した。なお本研究は原子力規制庁からの受託事業「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する技術的知見の整備）事業」の一部として実施された。

2. 自然換気率の調査　自然換気率は住宅にどの程度の隙間があるか（隙間相当面積）に依存し、隙間相当面積は建物の年式と構造に大きく依存する。そこで本研究では、日本での原子力関連施設周辺の自治体を対象とし、各自治体の建物の年式と構造に関する統計調査結果をまとめた。その結果、木造住宅の割合が 60%以上と最も多く、そのうち 1990 年までに建築されたものが 60%以上であった。次に鉄筋・鉄骨コンクリート造が多く、1990 年以降に建築されたものが 50～70%であった。自然換気率は隙間相当面積以外に、室内外の温度差、室外の風速、及び周辺環境の関数として表される[1]。その関係式を用いると、自然換気率は木造住宅で 0.1～5 h^{-1}、コンクリート造で 0.1～1.5 h^{-1} であると評価される（表）。

3. 沈着速度の調査　室内の沈着速度は放射性物質の化学的性質と粒径（空気力学的直径）に依存する。原発事故時に放出される核種のうち、ヨウ素の放出形態は元素状ヨウ素、有機状ヨウ素、粒子状ヨウ素に大別される。元素状ヨウ素と有機状ヨウ素はともにガス状であるものの、それぞれ異なった性質を示し、元素状ヨウ素の方が反応性は高く、室内壁面等に付着しやすいと報告されている[2]。粒子状放射性物質はエアロゾルの挙動と類似していると報告されている。エアロゾルの沈着速度は粒径に依存し、0.01～1 μm の粒子では 0.1～1 h^{-1}、1 μm 以上の粒子では 0.2～10 h^{-1} の値をとりうることが報告されている[3]（表）。

4. 浸透率の調査　浸透率に関する知見は少なく、粒径依存性は未だ不明確である。換気率が高いほど浸透率は 1 に近い値をとることがエアロゾルを用いた実験により報告されている[3]。放射性物質に対する浸透率の定量的な値を示した知見はなく、エアロゾルを用いた実験では、PM2.5 の浸透率は 0.5～1、粒径が 1～7 μm の粒子の浸透率は 0～0.8 と報告されている[4,5]（表）。

表 屋内退避による内部被ばくに対する低減効果に影響を与える変動因子の変動要因と変動幅

	変動要因	変動幅	備考
自然換気率	建物の構造、風速、室内外の温度差	0.1–5 h^{-1}	建築年: <1990
		0.1–1.5 h^{-1}	建築年: 1990<
沈着速度	粒径、化学的性質	0.1–1 h^{-1}	粒径: 0.01–1 μm
		0.2–10 h^{-1}	粒径: 1 μm<
浸透率	（粒径）、換気率	0.5–1	$PM_{2.5}$
		0–0.8	粒径: 1–7 μm

参考文献

[1] 吉野ら, 日本建築学会学術講演梗概集 (1984). [2] Sehmel G. A., Atmos. Environ., 14, 983-1011 (1980).
[3] Long et al., Environ. Sci. Technol., 35(10), 2089-2099 (2001). [4] Koutrakis et al., Environ. Sci. Technol., 26(3), 521-527 (1992).
[5] Lewis S., J. Haz. Mat., 43(3), 195-216 (1995).

* Masatoshi WATANABE [1], Shogo TAKAHARA [1], Jun HIROUCHI [1] and Masahiro MUNAKATA [1]
[1]JAEA.

屋内退避による内部被ばく低減効果の調査（2）感度解析

Examination of the decreasing effect on internal exposure by sheltering
(2) Sensitivity analysis

*廣内 淳[1], 高原 省五[1], 渡邊 正敏[1], 宗像 雅広[1]
[1]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。これら因子が低減効果にどの程度の影響を与えるかを把握することは、屋内退避の実効性を効率的に向上させるために特に注目すべき変動因子を明らかにする上で重要である。本研究では、屋内外の放射性物質の交換を模擬したコンパートメントモデルと文献調査によって得られた変動因子の変動幅を用いて低減効果の感度解析を行った。

キーワード：屋内退避, 内部被ばく, 低減効果, 自然換気率, 沈着速度, 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。現状では、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。本研究では、屋内退避による低減効果の定量的評価を行うために、プルーム通過時における屋内外の放射性物質の交換を模擬したコンパートメントモデルを作成し、本モデルと文献調査で得られた人為的に制御できない因子（自然換気率、沈着速度、浸透率）の変動幅を用いて低減効果の感度解析を行った。この結果を基に、日本国での屋内退避の実効性を効率的に向上させるために特に注目すべき変動因子を明らかにする。なお本研究は原子力規制庁からの受託事業「平成27 年度原子力施設等防災対策等委託費（防護措置の実効性向上に関する技術的知見の整備）事業」の一部として実施された。

2. コンパートメントモデル　本モデルは室外空気、室内空気、及び室内壁面の 3 つのコンパートメントから成る。本研究では人為的に操作可能な室内循環器、換気扇などの強制換気はなしとし、室内外間の物質の移行は自然換気のみであるとした。室外から室内へ移行する際の壁面等への付着を考慮した。室内壁面からの物質の再浮遊はほかの移行速度に比べて 2 桁以上小さいため、本研究では無視し、室内空気と壁面間の移行は沈着のみ起きるとした。

3. 感度解析　本研究では、ガス状と粒子状の二種類に分けて、自然換気率、沈着速度、浸透率、及びプルーム継続時間に対する被ばく低減係数の感度解析を行った。自然換気率、沈着速度、及び浸透率の変動幅は文献調査結果を基にした。プルーム継続時間の変動幅は、福島第一原発事故時に 30 km 圏内のモニタリングポストで測定された空気吸収線量率の時間変化を基に 15～60 分とした。プルーム通過時の室外の空気中放射能濃度は常に 1.0 Bq m^{-3} とした。自然換気率、沈着速度、浸透率及びプルーム継続時間を変化させて、各条件における室内の放射能濃度の時間変化を 4 次のルンゲクッタ法を用いて計算した。ただしガス状を想定する場合、放射性物質は全て浸透するとし、室内壁面への沈着はないとした。本研究では被ばく低減係数の指標として、室内と室外空気中放射能濃度の時間積分値（プルーム通過前から時刻 t までの積分値 $I_{in}(t)$ と $I_{out}(t)$）の濃度比（以下、I/O 比と呼ぶ）を用いた。

4. 結果　壊変定数が自然換気率に比べて十分に小さいガス状物質を対象とした場合、定常状態時の I/O 比は自然換気率によらず 1 であった（図）。これはガス状が室内に侵入した場合、自然換気率の小さい住宅であっても屋内退避を長時間継続すると低減効果が下がることを意味している。ガス状の場合は、自然換気率の小さい住宅であれば、屋内退避継続時間が低減効果に影響を与えることが示された。

粒子状を対象とした場合、自然換気率と浸透率が大きいほど I/O 比は大きく、沈着速度が大きいほど I/O 比は小さい。感度解析の結果、換気率、沈着速度、及び浸透率のうち I/O 比に最も感度があるのは浸透率であることが示された。プルーム継続時間は室内放射能濃度に影響はあるものの、定常状態時の I/O 比に影響なかった。

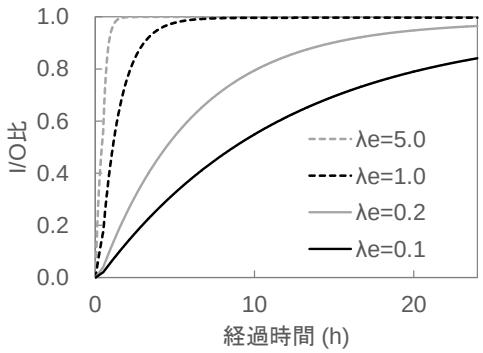


図 ガス状を想定した場合の、自然換気率 λ_e の感度解析結果。

* Jun HIROUCHI [1], Shogo TAKAHARA [1], Masatoshi WATANABE [1] and Masahiro MUNAKATA [1]
[1]JAEA.

サイバーナイフ治療施設の漏えい線量評価

Estimation of Leakage Dose around Therapy Facilities using Cyber Knife

*小川 喜弘[1]，濱田 英志[2]，小川 茂美[3]，矢作 遼太郎[3]

[1]近畿大学総合社会学部，[2]戸畑共立病院，[3]日本アキュレイ株式会社

６MeV電子線によるエックス線の発生から漏えい線量まで評価するPHITSを用いた３次元遮へい計算システムを開発した。本システムの計算値を実測値や従来の評価方法による値と比較することで，サイバーナイフを用いた治療施設の漏えい線量を精度良く評価できることを明らかにした。

キーワード：サイバーナイフ，エックス線，漏えい線量，PHITS，遮へい計算

1. 緒言

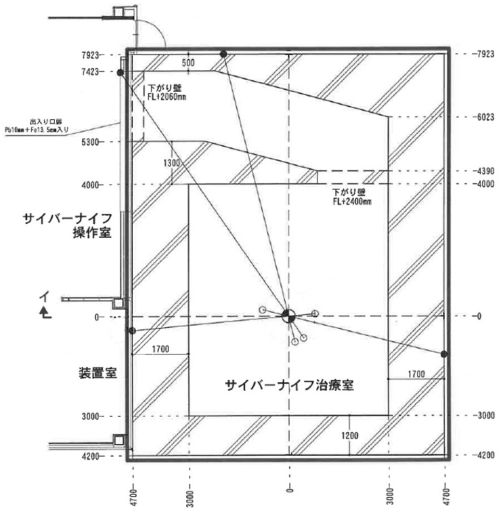
６MeV電子線により発生するエックス線を用いたサイバーナイフ治療施設からの漏えい放射線量を精度良く評価することは，設置場所・設置工事期間などいろいろな面から必要不可欠である。サイバーナイフによる照射は，従来のリニアックによるものとは全く異なるため，「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル」[1]ではない新たな計算方法が必要となる。近年の計算機能力の向上に伴い，決定論的方法ではなく確率論的方法を用いても，合理的な計算時間で合理的な計算精度を得ることが可能になってきたため，PHITS[2]を用いた３次元遮へい計算システムを構築し，その有用性について検討する。

2. ３次元遮へい計算システムによる漏えい線量評価

ターゲットに電子線が衝突し発生するエックス線エネルギースペクトルを計算し，水ファントムの最大深における吸収線量率（Gy/min）より利用線錘のエックス線数（個／秒）を評価する。漏えい線量は，エックス線照射位置（ノード群）と３ヶ月毎の照射時間により算出したエックス線数とエックス線エネルギースペクトルを用いて計算する。[3]

3. 結果

今回開発した遮へい計算システムを右図に示す既存のサイバーナイフ治療施設に適応した計算結果，従来の方法による計算結果ならびに実測値（μSv/h）を下表に示す。



評価点	実測値	従来の方法	今回の方法
A	27.0	41.89	30.8
C	31.5	59.17	38.9
D	16.3	44.33	30.6
G	4.7	31.58	10.0

本システムの計算結果は従来の方法と比較して大きく改善され，いろいろな遮へい厚や幾何学的条件により実測値を1.1～2.2倍の範囲内で再現している。

参考文献

[1] 放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル，原子力安全技術センター（2007）

[2] Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS version 2.52，T.Sato et. al. Nucl. Sci. Technol （2013)

[3] サイバーナイフ治療施設の遮へい計算，日本放射線安全管理学会（2015）

*Yoshihiro Ogawa[1], Eiji Hamadai[2] , Shigemi Ogawa[3] and Ryotaro Yahagi[3]

[1]Kindai Univ., [2]Tobata Kyoritsu Hospital, [2] Accuray Japan K.K.

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

[1A04-07] Medical and Biological Application 1

Chair: Hiroko Yoshida (Tohoku Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[1A04] Evaluation of exposure in Ir-192 brachytherapy for treatment of keloids

＊Mao Ohta[1,4], Noriaki Nakao[2], Shigehiko Kuribayashi[3], Tsuguhiro Miyashita[3], Naoyuki Shigematsu[4], Noriyosu Hayashizaki[5] （1. Graduate School of Science and Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Institute of Technology, Shimizu Corporation, 3.Department of Radiotherapy, Nippon Medical School Hospital , 4.Department of Radiology, Keio University School of Medicine, 5.Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology）

2:45 PM - 3:00 PM

[1A05] Synthesis of Polymer Nanomicelle Containing Boron Compounds for Boron Neutron Capture Therapy

＊Shuichiro Yoneoka[1], Ki Chul Park[1], Takehiko Tsukahara[1] （1.Research Laboratory for Nuclear Reactor, Tokyo Institute of Technology）

3:00 PM - 3:15 PM

[1A06] Comparative study on the inhibitory effects of radon inhalation and ascorbic acid intake on gerbil brain cell damage associated with transient ischemic

＊Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Norie Kanzaki[1], Kaori Sasaoka[1], Yusuke Kobashi[1], Takehito Taguchi[1], Kiyonori Yamaoka[1] （1.Grad .Sch. Helth Sci. Okayama Univ.）

3:15 PM - 3:30 PM

[1A07] Analysis of small oxidative stress by radon inhalation using self-organizing maps

＊Norie Kanzaki[1], Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Kaori Sasaoka[1], Hideyuki Mineda[2], Akihiro Kanagawa[2], Kiyonori Yamaoka[1] （1.Graduate School of Health Sciences, Okayama University, 2.Faculty of Computer Science and System Engineering, Okayama Prefectural University）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Ir-192 密封小線源を用いたケロイド治療における被ばくの評価

Evaluation of exposure in Ir-192 brachytherapy for treatment of keloids

*太田 真緒[1,4]，中尾 徳晶[2]，栗林 茂彦[3]，宮下 次廣[3]，茂松 直之[4]，林崎 規託[5]
[1]東工大院，[2]清水建設，[3]日医大病院，[4]慶大医，[5]東工大原子炉

Ir-192 密封小線源を用いた胸部ケロイド治療に伴う被ばくを放射線輸送計算コード PHITS により評価した。
キーワード：ケロイド、小線源治療、被ばく、モンテカルロシミュレーション

1. 緒言

日本医科大学付属病院放射線治療科（日医大病院）では術後電子線照射を中心としたケロイド治療を行ってきたが、2008 年に線量集中性に優れ、複雑な形状の患部にも順応して治療できるという利点を持つ Ir-192 密封小線源による表在照射治療を開始した。この治療法は既に臨床実績をあげているものの、高エネルギーγ線を使用するため患部近傍のリスク臓器への被ばくが懸念される。そこで本研究は、胸部術創に伴うケロイドを仮定し、放射線輸送計算コード PHITS[1]により各臓器への被ばく影響を評価した。

2. 方法

PHITS による線量解析は、線量評価用の人体ファントムとして、人体臓器および組織の形状を数式で表現した MIRD ファントムを使用した。日医大病院では、ケロイド小線源治療においては皮下 2 mm の線量評価点に対し 18 Gy/3 回を標準的な処方線量としている。そこで胸部正中の術創（50 mm×50 mm）を摸擬し、MIRD ファントム体軸方向に対し表在照射専用の Freiburg flap applicator（Nucletron 製）を 5 列配置し、その上を 5 mm の組織等価ボーラス材で覆い、両側を 4 mm の鉛板で遮蔽する体系を考えた。また、照射対象となる胸部術創を 6 Gy 均一に照射した際に生じる被ばくを評価するために､アプリケータ内腔を線源が移動する照射体系の各所において必要な停留時間を算出するプログラムを作成し、照射範囲に応じた各臓器への被ばくを簡易的に算出した。各臓器への被ばくは吸収線量（mGy）で評価し、また全身被ばくの評価に関しては、これに生物学的効果比を乗じた各臓器の RBE 線量（mGy-Eq）に対して ICRP2007 勧告での実効線量算出方法を適用して評価した。

3. 結果と考察

全身被ばくは 213.2 mGy-Eq であった。今回は胸部術創を照射対象としたため、胸腺、心臓、乳腺など照射野近傍に存在する臓器への寄与が大きかった。乳腺や甲状腺など、照射野側方に存在する臓器に関しては鉛遮蔽で被ばく低減策を講ずることはできるが、今回最も被ばくが大きかった胸腺やその後ろに存在する心臓など照射野直下に存在する臓器に関しては、遮蔽体なく直接線が照射されるため他と比較すると被ばくが多いことを認識する必要がある。本研究での評価方法は、平面であれば任意の照射範囲にともなう被ばくを評価することができる。今後は線量評価モデルを拡張し、曲面など任意の面での照射野における被ばく評価システムの構築、線量計算の効率化を進めていく予定である。

参考文献

[1] T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, S. Hashimoto, Y. Iwamoto, S. Noda, T. Ogawa, H. Iwase, H. Nakashima, T. Fukahori, K. Okumura, T. Kai, S. Chiba, T. Furuta and L. Sihver, Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

*Mao Ohta[1,4] , Nakao Noriaki[2] ,Shigehiko Kuribayashi[3] ,Tsuguhiro Miyashita[3] , Naoyuki Shigematsu[4] , Noriyosu Hayashizaki[5]
[1]Tokyo Tech, [2]Shimizu Corporation, [3]Nippon Medical School Hospital, [4]Keio University, [5]RLNR, Tokyo Tech

ホウ素中性子補足療法用ホウ素含有ポリマーナノミセルの創製

Synthesis of Boron-Containing Polymer Nanomicelle for Boron Neutron Capture Therapy

*米岡 修一郎[1]，朴 基哲[1]，塚原 剛彦[1]

[1]東京工業大学 原子炉工学研究所

ホウ素中性子補足療法(BNCT)に用いる新規薬剤として、本研究ではホウ素含有ポリマーナノミセルを合成することを目的とした。Poly[*N*-isopropylacrylamide]を主骨格とする目的のジブロックコポリマーを合成し、そのミセル化とミセル径を測定した。

キーワード：BNCT, 新規ホウ素薬剤, *N*-isopropylacrylamide, ポリマーナノミセル

1.緒言

今後有望な放射線ガン治療法の一つにホウ素中性子捕捉療法(BNCT)がある。BNCT ではホウ素を高濃度かつ選択的にガン組織内に集積させることが重要となるが、既存のホウ素薬剤の選択性・集積性は不十分であり、より高機能なホウ素薬剤が求められている[1]。ガン組織選択性を与える現象として、本研究では EPR(Enhanced Permeability and Retention) 効果に注目した。ガン細胞周辺では血管内皮細胞に間隙が生成し、100nm 程度のサイズをもった粒子状物質がガン組織に選択的に取り込まれやすくなる[2]。これを利用し、本研究では、高機能な BNCT 薬剤に資する、温度応答性ポリマーである Poly[*N*-isopropylacrylamide] (Poly[NIPAAm]) を主骨格としたホウ素含有ポリマーナノミセルを創製することを目的とした。

2.実験

Poly[NIPAAm]及び NIPAAm とホウ素含有モノマー3-(Acrylamido)phenylboronic acid (PBA) との共重合ポリマーである Poly[NIPAAm-*co*-PBA]をそれぞれ親水ブロック、疎水ブロックとしてジブロックコポリマー Poly[NIPAAm -*block*-NIPAAm-*co*-PBA]を可逆的付加開裂連鎖移動重合によって合成した。

3.結果・考察

本ジブロックコポリマーは温度可変核磁気共鳴測定と温度可変紫外吸光(UV)測定において 2 段階の下限臨界温度変化を示した。これはポリマーのミセル化を示唆するものである。また、このナノミセルを動的光散乱によって測定したところ、ミセル径は 16℃から 24℃の範囲においておよそ 80~130nm 程度であることが分かり、当初目的としたサイズのナノミセル創製が達成されていることを確認した。

4.結言

Poly[NIPAAm]を主骨格としてホウ素含有ジブロックコポリマーを合成し、温度変化によるミセル化を実証した。また、そのミセル径がおよそ 100nm 程度であることを明らかにした。

参考文献

[1] ホウ素化合物・薬剤の歴史と現状　中村浩之　*RADIOISOTOPES*, 64, 47-58, **2015.**

[2] Accumulation of sub-100 nm polymeric micelles in poorly permeable tumours depends on size H. Cabral, Y. Matsumoto, K. Mizuno, Q. Chen, M. Murakami, M. Kimura, Y. Terada, M. R. Kano, K. Miyazono, M. Uesaka, N. Nishiyama and K. Kataoka *Nature Nanotechnology*, 6, 12, 815-823, **2011.**

*Shuichiro Yoneoka[1], Ki Chul Park[1] and Takehiko Tsukahara[1]

[1]Tokyo Institute of Technology, Research Laboratory for Nuclear Reactor

一過性虚血に伴うスナネズミ脳細胞障害に対するラドン吸入と抗酸化ビタミン剤摂取による抑制効果の比較検討

Comparative study on the inhibitory effects of radon inhalation and ascorbic acid intake on gerbil brain cell damage associated with transient ischemic

*片岡 隆浩[1]，恵谷 玲央[1]，神﨑 訓枝[1]，笹岡 香織[1]，小橋 佑介[1]，田口 勇仁[1]，山岡 聖典[1]
岡山大・院・保健[1]

一過性虚血に伴うスナネズミ脳細胞障害に対するラドン吸入と抗酸化ビタミン剤摂取による抑制効果を比較検討した。その結果，2000Bq/m^3・24 時間のラドン吸入による抑制効果は，500mg/kg 体重のアスコルビン酸摂取によるそれと相当することが示唆できた。

キーワード：ラドン，アスコルビン酸，一過性脳虚血，抗酸化作用

1. 緒言

我々は今までに，ラドン吸入によりスナネズミ脳中の抗酸化機能が亢進し，一過性脳虚血に伴う神経細胞障害が抑制される可能性を報告してきた[1]。本研究では，ラドン吸入による抗酸化機能の亢進を定量評価するため，ラドン吸入と抗酸化ビタミン剤（アスコルビン酸）摂取による抑制の程度を比較・検討した。

2. 材料と方法

MGS/Sea スナネズミに，ラドン（2000Bq/m^3）吸入または sham 吸入を各々24 時間施した。他方，100, 300, 500 mg/kg 体重のアスコルビン酸を腹腔内投与した。ラドン吸入またはアスコルビン酸投与の直後に，両側の総頚動脈(CCA)を小血管クリップで 10 分間閉塞することにより一過性脳虚血を負荷した。また, CCA の閉塞を除く同様の処置を施したものを擬似手術（sham-OP）とした。施術から 4 日後，安楽死させ脳を摘出し試料に供した。

3. 結果と考察

1)一過性脳虚血に伴う CA1 領域の細胞の神経損傷は, ラドン吸入やアスコルビン酸投与により抑制した。ラドン吸入による抑制効果は 500mg/kg 体重アスコルビン酸投与によるそれに相当することもわかった。2)ラドン吸入により脳中の superoxide dismutase(SOD)活性と総グルタチオン（GSH）量が増加した。また，アスコルビン酸を投与した場合，SOD 活性や総 GSH 量はその投与量に依存して増加した。3)一過性脳虚血に伴い過酸化脂質量は有意に増加したが，ラドン吸入またはアスコルビン酸投与により減少した。以上の所見などにより，2000Bq/m^3・24 時間のラドン吸入による一過性虚血に伴う神経細胞障害の抑制効果は 500mg/kg 体重アスコルビン酸投与によるそれに相当すること示唆できた。

参考文献

[1] T. Kataoka, R. Etani, Y. Takata, Y. Nishiyama, A. Kawabe, M. Kumashiro, T. Taguchi, K. Yamaoka. Radon inhalation protects against transient global cerebral ischemic injury in gerbils. Inflammation 37(5), 1675-1682, 2014

*Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1] Kaori Sasaoka[1], Yusuke Kobashi[1], Takehito Taguchi[1], and Kiyonori Yamaoka[1]
[1]Okayama Univ.

自己組織化マップを用いたラドン吸入による微量酸化ストレスの各種評価

Analysis of small oxidative stress by radon inhalation using self-organizing maps

*神崎 訓枝[1]，片岡 隆浩[1]，恵谷 玲央[1]，笹岡 香織[1]，峯田 英幸[2]，金川 明弘[2]，山岡 聖典[1]
[1]岡山大学，[2]岡山県立大学

SOM を用いてラドン吸入による肝臓への微量酸化ストレスを評価した結果，SOM により複雑に絡み合う活性酸素種や抗酸化物質の影響を圧縮し，視覚的にその特徴を捉えることができた。特に，球面 SOM では異なる因子からの酸化ストレスが分類可能で，酸化ストレス評価について SOM の有効性が示唆できた。

キーワード：酸化ストレス，自己組織化マップ（SOM），ラドン，アルコール，肝臓

1. 緒言

低線量放射線の健康影響には活性酸素種が起因するが，活性酸素種や抗酸化物質の影響は，特に低線量では複雑で，その機構解明は容易でない。他方，ゲノム解析等にも利用される SOM は複雑な多次元データの情報をマップに圧縮し，その特徴を視覚的に捉えることができる[1)]。このため本研究では SOM を用いてラドン吸入による微量酸化ストレスの評価を行い，酸化ストレス評価における SOM の有効性を検証した。

2. 方法

2-1. 実験

8 週齢 C57BL6/J 雄のマウスに 2000Bq/m^3 のラドン吸入または 0.5g，2g，5g/kg 体重のアルコール投与を行い，24 時間後に安楽死させ，解剖して肝臓と血液をサンプルに供した。肝機能・酸化ストレスの指標として，血清中の GOT・GPT の両活性，肝臓中の SOD・Cat の両活性と総 GSH・LPO の両量を測定した。

2-2. SOM 解析

得られた実験結果を基準化し，SOM へ適用した。すなわち，SOM PAK を使用し，平面 SOM で当該ラドン吸入の影響がどの程度のアルコール投与量に相当するかを判別した。また，それらの関係性を検討できるよう Blossom を使用し，球面 SOM で対照・ラドン吸入・アルコール 5g/kg 体重投与の 3 群の異なる因子からの影響について，入力データに分離促進作用素を適用し上記 3 群を分類した。

3. 結論・考察

平面 SOM では 2000Bq/m^3 のラドン吸入が 0.5g/kg 体重のアルコール投与に相当することが分かった。また，平面 SOM で問題とされるマップ端の扱い等を検討し，マップ端を持たない球面 SOM を用いて異なる要因からの影響を分類した（図 1）。アルコール 5g/kg 体重群は正答率 100%，ラドン群を対照群と誤判別は 2 件，対照群をラドン群と誤判別したとの予想が 4 件であった。以上の知見などから，対照群とラドン群の誤判別は完全には解決しなかったが，異なる因子からの酸化ストレスをマップ上に表現可能であることがわかり，微量酸化ストレスの評価に SOM が有効であることが示唆できた。

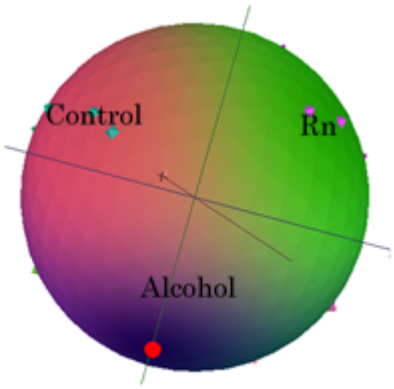


図 1. 球面 SOM による分類結果

文献

1) D. Nakatsuka, K. Fujimura, M. Ohkita, *et al.*, “A spherical SOM and its examples,” *Technical Report of the Institute of Electronics, Information and Communication Engineers*, NC 2004-23, 67-72 (2004), [in Japanese].

*Norie Kanzaki[1], Takahiro Kataoka[1], Reo Etani[1], Kaori Sasaoka[1], Hideyuki Mineda[2], Akihiro Kanagawa[2] and Kiyonori Yamaoka[1]
[1]Okayama Univ., [2]Okayama Prefectural Univ.

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

[1A08-12] Radiation Measurement

Chair: Tadahiro Kurosawa (AIST)

Sat. Mar 26, 2016 3:50 PM - 5:10 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[1A08] Study on the evaluation of energy spectra of a deuterium oxide-moderated ^{241}Am-Li neutron field

＊Katsuya Hoshi[1], Sho Nishino[1], Tadayoshi Yoshida[1], Norio Tsujimura[1], Kazuhiko Okada[1] （1.JAEA）

3:50 PM - 4:05 PM

[1A09] Study on uranium measuring method of drum packaged clearance object by gamma- ray

＊Taiki Yoshii[1], Satoru Kawasaki[1] （1.Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authoriy）

4:05 PM - 4:20 PM

[1A10] Basic characteristics of FNTD(florescent nuclear track detectors) for Am-Be neutrons

＊Tohru OKAZAKI[1], Takuya HASHIZUME[1], Hiroaki HAYASHI[2], Ikuo KOBAYASHI[1] （1.Nagase Landauer, 2.Inst. of Biomedical Sciences, Tokushima University Graduate School）

4:20 PM - 4:35 PM

[1A11] Detection of plutonium on the wound in high dose radiation field

＊Hiroshi Yoshii[1], Yukie Izumoto[1,2], Tsugufumi Matsuyama[1,3], Kumiko Fukutsu[1], Tsuyoshi Hamano[1], Yasuhiro Sakai[3], Osamu Kurihara[1], Yasuhisa Fujibayashi[1] （1.National Institute of Radiological Sciences, 2.Chiba University, 3.Toho University）

4:35 PM - 4:50 PM

[1A12] Simple method for examination of uranium-contaminated drainage water using total reflection X-ray fluorescence spectroscopy

＊Tsugufumi Matsuyama[1,2], Hiroshi Yoshii[1], Yukie Izumoto[1,3], Tsuyoshi hamano[1], Yasuhiro Sakai[2], Osamu Kurihara[1], Yasuhisa Fuzibayashi[1] （1.Natioanl Institute of Radiological Science, 2.Toho University, 3.Chiba University）

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

^{241}Am–Li 重水減速場のスペクトル評価

Study on the evaluation of energy spectra of a D_2O-moderated ^{241}Am–Li neutron field

*星 勝也[1]，西野 翔[1]，吉田 忠義[1]，辻村 憲雄[1]，岡田 和彦[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

抄録：MCNP による計算及び 2 種類のボナー球検出器を用いた測定によって，^{241}Am–Li 重水減速場の中性子スペクトルを評価した。

キーワード：^{241}Am–Li 重水減速場，中性子校正場，ボナー球検出器

1. 序論

厚い鋼鉄によって遮蔽される原子炉施設や輸送キャスク周辺で観測される中性子フルエンススペクトルは，熱中性子から数 100 keV まで広いエネルギー範囲に分布する。このような中性子場を模擬するため，核燃料サイクル工学研究所　計測機器校正施設(ICF)では，^{241}Am–Li 線源と重水(厚さ 105 mm)及びアクリル(厚さ 15 mm)を組み合わせ，^{241}Am–Li 速中性子場及び重水・アクリル減速場を構築した。これらの場の線量率基準は，ICF が所有するボナー球検出器を用いて測定した中性子フルエンススペクトルに基づいている。本研究では，他の研究グループによって独立に評価された応答関数をもつボナー検出器を用いて，^{241}Am–Li 減速場の中性子フルエンススペクトルを測定し，ICF ボナー球によって測定された結果が妥当であるか検証した。

2. 実験

線源は，MRC 製の公称放射能が 343 GBq 及び 373 GBq の ^{241}Am–Li であり，各々が φ 42 mm×108 mm の SUS 製ホルダーに収納されている。原子力科学研究所　放射線標準施設(FRS)のロングカウンタによって，2 個合計の中性子放出率が，$(1.00\pm0.05)\times10^{6}$ s^{-1} (k=2)と求められている。MCNP の計算では，可能な限り線源や減速場の形状をモデル化した。測定には，ICF と FRS それぞれが所有するボナー球検出器を用いた。ボナー球検出器は，比例計数管及び直径の異なる 8 個のポリエチレン減速球からなるが，ICF と FRS では，比例計数管の封入ガス(ICF:^{3}He，FRS:BF_3)，減速材の厚さが異なる。ボナー球の応答関数は，2 施設によってそれぞれ独立に評価されている。直接線のスペクトルを測定するため，シャドーコーン法を用いた。アンフォールディングには SAND-II[1]を使用し，初期推定スペクトルには MCNP の計算値を用いた。ボナー球で得られた結果の妥当性を検証するため，測定されたスペクトルとレムカウンタ(Studzvik, 2202D)の応答関数[2]から，感度(計数率/線量率基準)を計算し，レムカウンタの実測値と比較した。

3. 結果と考察

図 1 に MCNP によって計算した速中性子場及び重水･アクリル減速場のスペクトル，並びに ICF 及び FRS のボナー球を用いて測定した結果を示す。MCNP の計算値と ICF ボナー球の測定値を比較すると，スペクトルの形状や各エネルギービンのフルエンス率はよく一致した。ICF の測定によって求められたフルエンス率と周辺線量当量率は，速中性子場で 10.4 cm^{-2} s^{-1}, 1.3 μSv/h，重水･アクリル減速場で 6.7 cm^{-2} s^{-1}, 0.8 μSv/h であった。FRS のボナー球で測定した結果と比較すると(FRS/ICF)，フルエンス率は 8%，周辺線量当量率は 3%以内で一致した。ボナー球で測定したスペクトルとレムカウンタの応答関数から感度を求め，実測値と比較(計算値/実測値)すると，ICF，FRS ともに 2%以内で一致した。異なる研究グループによって，独自に応答関数が評価された，3 つの検出器で測定した結果が，互いに一致したことは，ICF のボナー球で評価したスペクトルが妥当であることを示している。

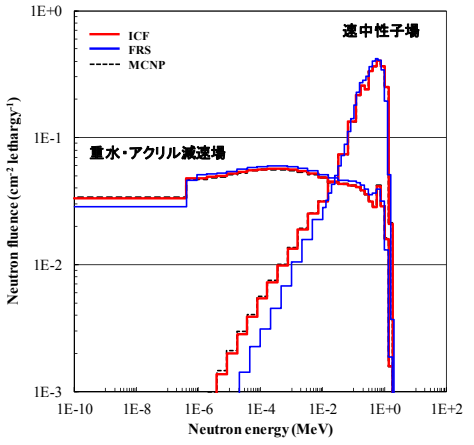


図 1 ^{241}Am–Li 減速場の中性子スペクトル
(実線:測定値，破線:計算値，赤:ICF，青:FRS)

参考文献

[1] W. N. McElroy, *et al.*, AFWL-TR-67-41 (1967).
[2] R. J. Tanner, *et al.*, HPA-RPD-016 (2006).

*Katsuya Hoshi[1], Sho Nishino[1], Tadayoshi Yoshida[1], Norio Tsujimura[1] and Kazuhiko Okada[1].
[1]JAEA

γ線によるウランクリアランス対象物中のウラン量測定方法に関する検討

Study on uranium measuring method of drum packaged clearance object by gamma- ray

*吉居　大樹[1]，川﨑　智[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

ウランクリアランス対象物の測定においては、複雑形状にも対応可能なγ線による測定が検討されている。対象物をドラム缶に収納した状態で得られるγ線計数率と、ドラム缶を密度一定の円柱と見なして小領域に分割し、各小領域から得られる応答関数を用いてウラン量を測定する方法において、ウラン量を保守的に評価する方法について報告する。

キーワード：ウランクリアランス、γ線測定、QAD

１．緒言

ウランクリアランス対象物の測定方法として、複雑形状にも対応可能なこと及びα線測定の場合と比較して対象物を一括で測定できることといった利点から、γ線による測定が検討されている。一方でウランから放出されるγ線は低エネルギーのもののほか、放出率の小さいものが多く、対象物の位置及び遮蔽の影響を適切に考慮することが重要である。本報告では、対象物をドラム缶に収納した状態で得られるγ線計数率と、ドラム缶を密度一定の円柱と見なして小領域に分割し、各領域から得られる応答関数の二つの情報を用いてウラン量を測定する方法（以下「最大汚染モデル」という。）について、点減衰核積分コード（以下「QAD」という。）を用いてウランクリアランスへの適用性（保守的なウラン量の評価の可否）を検討した。

２．最大汚染モデルの適用

はじめに、実際のウランクリアランス測定を模擬した体系として、ウランにより汚染された対象物（平板）をドラム缶に収納し、γ線測定することで得られる計数率を P [s^{-1}]とする。（本検討では P を QAD で求めた。また、このときのウラン量 [Bq]を「実ウラン量」とする。）。対象物の汚染は、低濃縮ウラン(U-238：97%、U-235：3%)による平均汚染密度 0.1 Bq/cm^2、標準偏差 0.1 Bq/cm^2 の正規分布型と設定した。次に、図 1(a)に示すようにドラム缶を密度一定の円柱として N 個の小領域に分割し、各領域から得られる応答関数 f_i[s^{-1}/Bq]を QAD で求めた。これに、対象物の事前サーベイ等の結果を基に各領域に付着し得る最大のウラン量 a_{i_set} [Bq]を用いて、(1)式が成立する小領域の数 n ($1 \leqq n \leqq N$)の値を求めた。ただし、(1)式の計算では、対象物の位置及び遮蔽の影響を保守的に考慮し、測定点から最も遠い小領域から順番に i=1,2,･･･,n とした。このとき、$\sum_{i=1}^{n} a_{i_set}$ が対象物の総ウラン量[Bq]になる。

$$P \leq \sum_{i=1}^{n} a_{i_set} f_i \qquad \cdots\cdots\cdots (1)$$

$$a_{i_set} = Const \ \ for \ i = [1, n]$$

$$a_{i_set} = 0 \ \ for \ i = [n+1, N]$$

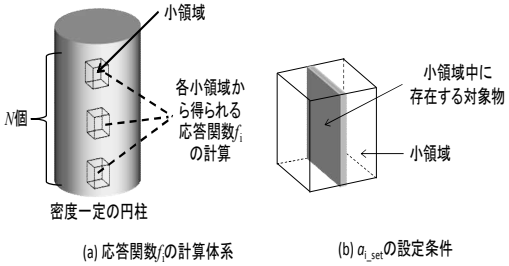


図１　最大汚染モデルの計算体系

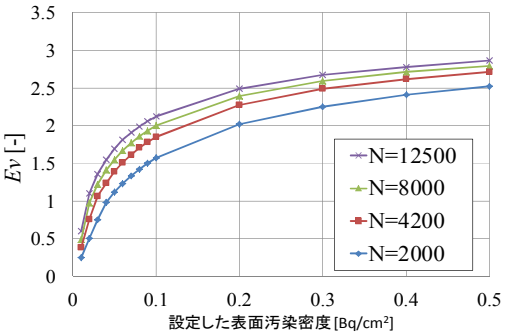


図２　最大汚染モデルの適用結果

最大汚染モデルの適用においては、小領域に付着し得る最大のウラン量 a_{i_set} の設定が重要である。ここでは、事前サーベイ等の結果から「対象物に付着し得る最大の表面汚染密度」を一意に設定し、小領域に含まれるウラン量 a_{i_set} へと換算した。本検討では、換算方法として図 1(b)に示すような形態で小領域中に対象物が存在すると仮定し、設定した表面汚染密度に小領域中に含まれる対象物の面積を乗じる方法を採った。

最大汚染モデルの適用結果を図 2 に示す。図 2 では、設定した表面汚染密度を横軸に、最大汚染モデルから得られた総ウラン量[Bq]の実ウラン量 [Bq]に対する比 Ev を縦軸に示した。この結果より、a_{i_set} を対象物の平均汚染密度の近傍から設定すれば、Ev は 1 を超えて、ウランクリアランス対象物を保守的に評価できることが分かった。

参考文献

[1] 独立行政法人原子力安全基盤機構,安全研究年報(平成２４年度),JNES-RE-2013-0001-Rev.1,p288-289,平成 25 年 8 月

*Taiki YOSHII[1] and Satoru KAWASAKI[1]

[1]Regulatory Standard and Research Department Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

蛍光飛跡検出器(FNTD)を用いた中性子線量計の Am-Be 中性子に対する応答特性

Basic characteristics of FNTD (florescent nuclear track detectors) for Am-Be neutron

*岡崎 徹[1]，橋詰 拓弥[1]，林 裕晃[2]，小林 育夫[1]

[1]長瀬ランダウア株式会社，[2]徳島大・院・医歯薬学研究部

CR-39 に替わる中性子線量計として期待される FNTD について、Am-Be 中性子に対する応答特性、およびモンテカルロシミュレーションコード PHITS の計算結果との比較について報告する。

キーワード： 受動型線量計，線量計測，中性子

1. 緒言： Al_2O_3:C, Mg の単結晶によって作られた蛍光飛跡線量計(Florescent Nuclear Track Detector; FNTD)は荷電粒子に感度を持つことから、荷電粒子コンバータを用いることで CR-39 と同様に中性子線量を計測することが可能である。また、FNTD の中性子被ばく線量情報の読取に必要なものは刺激光の照射のみであり、前処理を一切必要としないことから CR-39 に替わる線量計として期待されている。本研究では、FNTD の Am-Be 中性子に対する応答特性を評価するとともに、モンテカルロシミュレーションコード PHITS から得られた計算結果との比較評価を行った。

2. 実験： 8×4×0.5 mm の FNTD 素子に中性子線量評価用の荷電粒子コンバータとして高密度ポリエチレン(HDPE)と Li ガラス、γ 線の影響評価用にテフロンスペーサを取り付け、Am-Be 中性子を照射した。照射済素子の測定領域は HDPE コンバータ下の深さ 1 μm 位置、2.16 mm^2 の面積を設定した。中性子の照射量は FNTD 素子と並置した CR-39 により評価し、0.03 – 134 mSv であった。モンテカルロシミュレーションにおいては、FNTD 素子およびコンバータを設置した体系に Am-Be 中性子の平行ビームを照射し、HDPE コンバータ下 1 μm 深さの測定領域を通過した陽子の数を計測した。

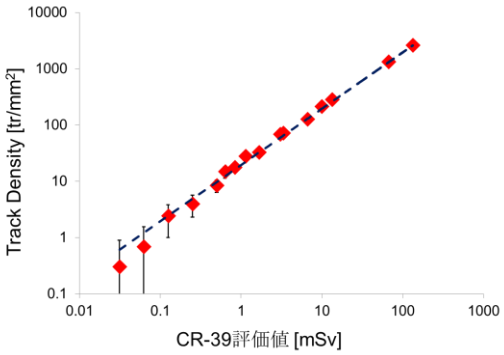


Fig. 1 Am-Be 中性子に対する線量直線性

3. 結果・考察： 図 1 に示すように、FNTD は 0.03 – 134 mSv の範囲で非常に良い線量直線性を示した。また、Am-Be 中性子の照射量が 0.25 mSv 未満の素子では測定値のバラつきが±30%を超えたが、これは測定面積の拡大により改善できることがわかった。FNTD の角度依存性を図 2 に示す。0 - 90° の領域の応答はなめらかに変化し、これは PHITS によるシミュレーション結果とよく一致した。

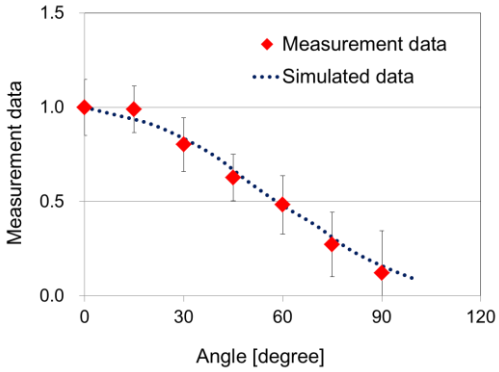


Fig. 2 Am-Be 中性子に対する角度依存性

4. 結言: 本研究により、FNTD の Am-Be 中性子に対する線量直線性、および角度依存性を評価した。また、FNTD の Am-Be 中性子に対する角度依存性は PHITS のシミュレーション結果とよく一致した。

*Tohru OKAZAKI[1], Takuya HASHIZUME[1], Hiroaki HAYASHI[2] and Ikuo KOBAYASHI[1]

[1]Nagase Landauer, Ltd., [2]Inst. Of Biomedical Sciences, Tokushima University Graduate School

高空間線量率環境下における創傷部プルトニウム検出法の検討

Detection of plutonium on the wound in high dose radiation field

*吉井裕[1], 伊豆本幸恵[1,2], 松山嗣史[1,3], 福津久美子[1], 濱野毅[1], 酒井康弘[3], 栗原治[1], 藤林康久[1]
[1]放射線医学総合研究所, [2]千葉大学, [3]東邦大学

核燃料取扱施設で事故が発生し創傷部がプルトニウムに汚染されている可能性がある場合の汚染検査方法として，事故現場で想定される高空間線量率環境下における可搬型 HPGe を用いた特性 X 線の測定と蛍光 X 線測定を比較した．

キーワード：プルトニウム、創傷、可搬型 HPGe、蛍光 X 線

1. 緒言

核燃料取扱施設で発生した事故により患者の創傷部が Pu に汚染されていることが疑われるとき，その汚染を検出し，定量分析することは線量評価や治療方針決定に欠かせない．通常，Pu の検出はα線計測によってなされるが，創傷部ではα線が血液によって容易に遮蔽されるので，汚染が強く疑われるにもかかわらずα線が検出されない事態もありうる．このような場合に，HPGe で Pu が放出する特性 X 線を検出することが有用であると考えられるが[1]，事故現場で想定されるような高線量率環境下ではコンプトン散乱線によって X 線領域のベースラインが上がり，正確な測定が難しくなる．一方，我々が提案している蛍光 X 線分析法はγ線の影響をほとんど受けないので，高空間線量率下でもベースラインが上がらず，Pu の蛍光 X 線が検出できると期待される．そこで本研究では，Cs-137 線源によって意図的に空間線量率を上げた環境下で HPGe による特性 X 線の測定と蛍光 X 線の測定を行い，これらの測定結果を比較した．

2. 実験と結果

ポリエチレンブロックに直径 3 mm，深さ約 1 mm の円錐形の傷をつけ，そこに 750 Bq の硝酸 Pu 溶液 (Pu-239+240: 95%, Am-241: 5%) を滴下し乾燥させた刺し傷モデルを作成した．高空間線量率環境は 37 kBq の Cs-137 線源と各測定器の距離を変化させることで作り出した．刺し傷モデルを可搬型 HPGe である LOAX36300 (SEIKO EG&G) を用いて測定したところ Pu の特性 X 線 (13.6 keV) を検出できたが，共存する Am-241 のγ線 (59.5 keV) とのピーク強度比は空間線量率の上昇に伴って減少した．これはベースラインが上がったことで HPGe にとって感度の低い特性 X 線がサチュレーションを起こしているためだと考えられる．一方，可搬型蛍光 X 線分析装置である 100FA (Ourstex) を用いた蛍光 X 線分析では，高空間線量率環境下でもベースラインが上がることなく，Pu の蛍光 X 線を問題なく検出できた．これは，蛍光 X 線分析器の検出部が厚さ 450 μm のシリコンドリフト検出器 (SDD) であり，15 mm の厚さを持つ LOAX がコンプトン散乱線の影響を受けるのに対して SDD は Cs-137 のγ線が SDD 内で相互採用を起こさなかったためだと考えられる．

3. 結論

高空間線量率環境下における創傷部プルトニウム汚染の検出法としては，可搬型 HPGe による特性 X 線の測定よりも蛍光 X 線分析の方が優れている．

参考文献

[1] Genicot et al., Appl Radiat Isot 46 (1995) 199–203

---

*Hiroshi Yoshii[1], Yukie Izumoto[1,2], Tsugufumi Matsuyama[1,3], Kumiko Fukutsu[1], Tsuyoshi Hamano[1], Yasuchiro Sakai[3], Osamu Kurihara[1], and Yasuhisa Fujibayashi[1]
[1]NIRS., [2]Chiba Univ. [3]Toho Univ.

全反射蛍光 X 線分析法を用いたウラン含有排水の簡便な検査法

Simple method for examination of uranium-contaminated drainage water using total reflection X-ray fluorescence spectroscopy

*松山嗣史[1,2]，吉井裕[2]，伊豆本幸恵[1,2]，濱野毅[1,2]，酒井康弘[1,2]，栗原治[1,2]，藤林康久[1,2]
[1]放射線医学総合研究所，[2]東邦大学，[3]千葉大学

ウランを取扱う施設ではウランを含む排水が発生し、その排水の放射能を迅速かつ簡便に測定する方法の開発が求められている。本研究ではウラン溶液を作成し、それを全反射蛍光 X 線分析することでウランの放射能を高感度に測定する方法の開発を行った。

キーワード：全反射蛍光 X 線分析、ウラン、排水

1. 緒言

ウラン (U) を取扱う施設では排水中の U が法令の濃度限度値を下回っていることを確かめるために、これまではα線スペクトロメトリ等による放射能測定が行われてきた。しかし、この方法では、たとえば 1 L の排水を半日以上かけて乾固し、数時間かけて測定する必要があるため、一日で多くの試料を測定することは難しい。そこで、我々は排水中の U の放射能を迅速かつ簡便に測定する方法として全反射蛍光 X 線分析法を提案する。これまでの我々の研究において全反射蛍光 X 線分析における排水中の U の検出下限値は法令で定められる排水中の U の濃度限界値の 1/10 程度であった。しかし，一般に排水調査に用いる場合，排水中の濃度限界値の 1/100 程度の検出下限値が求められる。そこで，本研究では U 溶液を作成し，それを簡易エバポレーターで濃縮した後に全反射蛍光 X 線分析することで，U を含む排水を迅速かつ高感度に分析する方法の開発を行った。

2. 実験

U 濃度が 0，0.125，0.25，0.5，1　ppm　(＝μg/g) の U 溶液を作成した。簡易エバポレーターであるコンビニ・エバポ (バイオクロマト社) を用いて、作成した U 溶液 600 μL を 20 分程度で蒸発・乾固させ、60 μL の希硝酸 (0.1 M) で乾燥残渣すべてを溶解した。濃縮した U 溶液 10 μL を石英ガラス基板に滴下・乾燥させたものを可搬型全反射蛍光 X 線分析装置 200TX (ourstex) で 3 分間測定した。

3. 結論

測定された蛍光 X 線スペクトルには、U 溶液に含まれている元素のほかに W や Si など、装置や試料台に含まれる元素由来の信号が観測された。U 濃度と U Lα 線の Net 信号強度には良好な直線性があった (R^2=0.999) 。また、バックグランド信号強度のばらつきの 3 倍に相当する信号を与えるような濃度として定義される検出下限値は 0.020 ± 0.004 ppm で、放射能に換算すると 0.23 ± 0.05 mBq/cm^3 であった。法令で定められる排水中の U の濃度限度値は 20 mBq/cm^3 であり [1]、本方法における検出下限放射能はこの値の 1/100 程度であった。本研究によって、全反射蛍光 X 線分析法を用いることでわずか 1 時間程度で排水中の U の放射能を測定できることが明らかになった。

参考文献

[1] アイソトープ法令集 (Ⅰ) 2014 年度版，日本アイソトープ協会, (2015)

---

*Tsugufumi Matsuyama[1,2], Yoshii Hiroshi[1], Yukie Izumoto[1,3], Tsuyoshi Hamano[1], Yasuhiro Sakai[2], Osamu Kurihara[1], and Yasuhisa Fujibayashi[1]
[1] National Institute of Radiological Science., [2].Toho Univ., [3]Chiba Univ.

Oral Presentation | VI. Health Physics and Environmental Science | -

[1A13-16] Medical and Biological Application 2

Chair: Takahiro Kataoka (Okayama Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 5:10 PM - 6:15 PM Room A (Lecture Rooms B B102)

[1A13] Effect on Molybdenum Adsorption/Desorption Property of Alumina

＊Yoshitaka Suzuki[1], Takuya Ishida[1], Yumi Suzuki[1], Kaori Nishikata[1], Kunihiko Tuchiya[1], Minoru Matsukura[2], Fumio Kurosaki[2] （1.JAEA, 2.UNION SHOWA）

5:10 PM - 5:25 PM

[1A14] Development of new radioprotectors utilizing glucosyl-rutin

＊Yasushi Aizawa[1], Taisuke Inoue[2], Shigeaki Sunada[2], Takamitsu Kato[3], Misturu Uesaka[2,1] （1.Department of Bioengineering, School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, the University of Tokyo, 3.Department of Environmental &Radiological Health Sciences, Colorado State University）

5:25 PM - 5:40 PM

[1A15] Evaluation of the radical capture effect of glycoside ascorbic acid on heavy particle beam

＊Hideki Kanai[1], Shigeaki Sunada[1], Yasushi Aizawa[1], Akira Fujimori[2], Ryuichi Okayasu[2], Mitsuru Uesaka[1] （1.Tokyo Univ., 2.NIRS）

5:40 PM - 5:55 PM

[1A16] Evaluation of radioprotective effect of glycosylated flavonoids by molecular combing method

＊Hao YU[1], Shigeaki SUNADA[1], Yasushi AIZAWA[1], Akira HUJIMORI[2], Ryuichi OKAYASU[2], Mitsuru UESAKA[1] （1.Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo, 2.Radiation Risk Reduction Research Program, NIRS）

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

アルミナのモリブデン吸着・溶離特性への影響

Effect on Molybdenum Adsorption/Desorption Property of Alumina

*鈴木 善貴[1]，石田 卓也[1]，鈴木 祐未[1]，松倉 実[2]，黒崎 文雄[2]，西方 香緒里[1]，
三村 均[2]、土谷 邦彦[1]
[1]原子力機構，[2]ユニオン昭和(株)

^{99}Mo/^{99m}Tc ジェネレータ用 Mo 吸着剤として使用されているアルミナ(Al_2O_3)の Mo 吸着／^{99m}Tc 溶離特性の向上のため、アルミナの Mo 吸着量が結晶構造及び比表面積に影響されることを明らかにした。

キーワード：放射化法、^{99}Mo/^{99m}Tc ジェネレータ、アルミナ、Mo 吸着、Mo 溶離

1. 緒言

診断用医薬品テクネチウム-99m(^{99m}Tc)の原料であるモリブデン-99(^{99}Mo)を放射化法((n, γ)法)により製造するための技術開発を行っている。この方法は、核分裂法((n,f)法)による ^{99}Mo 製造に比べ、核分裂生成物を出さないという最大の利点があるものの、^{99}Mo の比放射能が低く、得られる ^{99m}Tc 溶液の放射能濃度が低いことから、^{99}Mo/^{99m}Tc ジェネレータに使用されるアルミナ(Al_2O_3)の吸着・溶離特性を向上することが必要不可欠である。本開発では、Al_2O_3 の Mo 吸着量 100～200mg-Mo/g を目指し、比表面積及び結晶構造の異なる Al_2O_3 の Mo 吸着・溶離特性を調べた。

2. 実験

試験手順を図 1 に示す。試料には、2 種類のユニオン昭和製 Al_2O_3 (Al_2O_3-1、Al_2O_3-2)及び比較試料として現行の医療用 Al_2O_3 を準備した。まず、Mo 吸着・溶離試験前の各 Al_2O_3 に対して、比表面積、結晶構造等の基本的特性を調べた。次に、Mo 吸着試験として、モリブデン酸ナトリウム溶液(濃度:10mg-Mo/mL)を pH4 に調整し、所定量の溶液中に各々の Al_2O_3 を入れて 3 時間静置(温度：室温、60℃、90℃)し、静置前後の溶液中の Mo 濃度を測定することにより、Mo 吸着量を算出した。その後、溶離試験として、Mo を吸着させた Al_2O_3 を充填したカラムを作製し、生理食塩水を 5mL 通水し、その生理食塩水中の Mo 濃度を測定した。

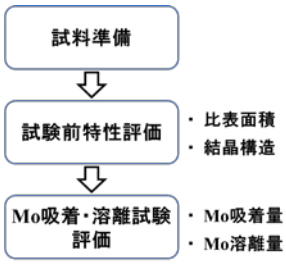


図 1. 試験手順

3. 結果・考察

異なる特性を有する Al_2O_3 の Mo 吸着量の結果を表 1 に示す。試験前特性評価から、Al_2O_3-1 はベーマイト(A1O(OH))と χ-Al_2O_3 の混合物で比表面積は 290m^2/g、Al_2O_3-2 は γ-Al_2O_3 と χ-Al_2O_3 の混合物で比表面積は 270 m^2/g であった。なお、医療用 Al_2O_3 は γ-Al_2O_3 と χ-Al_2O_3 の混合物で比表面積は 115 m^2/g であった。

Al_2O_3-1 及び Al_2O_3-2 では、温度上昇に伴う Mo 吸着量の増加が確認されたが、ほぼ同じ比表面積を有する Al_2O_3-1 及び Al_2O_3-2 の比較から、Mo 吸着量は結晶構造に影響していると考えられる。一方、ほぼ同じ結晶構造を有する Al_2O_3-2 と医療用 Al_2O_3 の比較では、Al_2O_3-2 の比表面積及び室温における Mo 吸着量がともに医療用 Al_2O_3 の約 2.4 倍大きかった。これは、Mo 吸着量が比表面積に対して相関性があると考えられるが、60℃及び 90℃においては、その相関性が見られないことから、比表面積や結晶構造の他に Mo 吸着に与える物性があるものと示唆される。

表 1. Mo 吸着特性

	比表面積 [m^2/g]	結晶構造	Mo吸着量 [mg-Mo/g]		
			室温	60℃	90℃
Al_2O_3-1	290	AlO(OH) χ-Al_2O_3	47.6	61.0	66.2
Al_2O_3-2	270	γ-Al_2O_3 χ-Al_2O_3	31.8	49.7	55.9
医療用Al_2O_3	115	γ-Al_2O_3 χ-Al_2O_3	13.5	15.5	15.2

Al_2O_3-1 及び Al_2O_3-2 の溶離試験から、Al_2O_3-1 及び Al_2O_3-2 ともに生理食塩水中の Mo 濃度は約 0.004%と Mo 溶離量も少なく、放射性医薬品基準(^{99}Mo/^{99m}Tc ： 0.15μCi/mCi-^{99m}Tc)から算出した Mo の許容含有量(< 0.015%)を満足していたことから、純度の高い ^{99m}Tc 溶液を得ることも可能であることが示唆された。

*Yoshitaka Suzuki[1], Takuya Ishida[1], Yumi Suzuki[1], Minoru Matukura[2], Fumio Kurosaki[2], Kaori Nishikata[1], Hitoshi Mimura[2] and Kunihiko Tuchiya[1]
[1] JAEA, [2] UNION SHOWA

糖転移ルチンを利用した新しい放射線防護剤の開発

Development of New Radioprotectors utilizing Glucosyl-rutin

*相澤恭[1]，井上泰助[1]，砂田成章[1]，加藤宝光[2]，上坂充[1]
[1]東京大学大学工学系研究科，[2]コロラド州立大学環境・放射線医学健康科学科

（抄録）糖転移ルチンの可溶化効果を利用した新しいフラボノイド・ナノ構造体を作製し、細胞試験を用いた薬剤取り込み試験を行い、その有用性の検証を行った。

キーワード：放射線防護剤，糖転移フラボノイド，可溶化効果，フラボノイド・ナノ構造体

1. 緒言

糖転移ルチンは、水溶性に優れたフラボノイドであり、放射線防護効果が確認されている[1]。しかしながら、水溶性が向上した反面、細胞への取り込み効率が低下する課題がある[1]。そこで、本研究では、この課題を解決するため、糖転移ルチンの可溶化効果を利用した新しいフラボノイド・ナノ構造体を作製し、抗酸化活性の測定や培養細胞を用いたアスコルビン酸との比較試験を行い、その有用性の検証を行った。

2. 実験手法および結果

実験に使用したクェルセチン・ナノ複合体（QNC）は、糖転移ルチン（MGR）：クェルセチン（QUE）を重量比 10：1 でアルコール水混合液に溶解したものをスプレードライヤ装置により、噴霧乾燥を行って作製した[2]（図 1）。このナノ複合体による細胞内 ROS（Reactive Oxygen Species）への影響を調べるために、CHO 細胞を使用した細胞内 ROS 消去試験を行った。試験法は、24 ウェルマイクロプレートに各 20,000 個/ウェルになるように調整した CHO 細胞を PBS で洗浄し、フラボノイド（250μM）および ROS 測定プローブ H2DCF-DA（10μM）を溶解した PBS を CHO 細胞に添加した。20 分後、X 照射装置にて 4Gy の X 線を照射後、マイクロプレートリーダを用いて ROS によって発生した DCF の蛍光強度（538nm）の測定を行った。その結果、ナノ複合体は、糖転移ルチンよりも細胞内 ROS 消去活性が高く、糖転移ルチンの課題であった細胞取り込み向上効果が確認できた(図 2)。

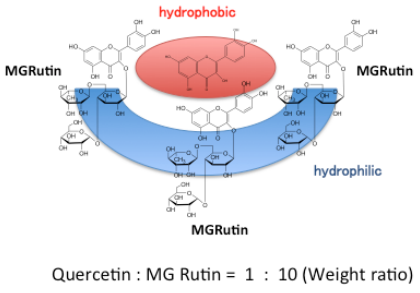


図 1 フラボノイド・ナノ複合体概念図

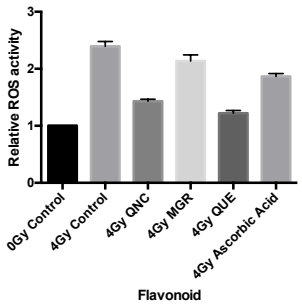


図 2 細胞内 ROS 消去試験

参考文献

[1] S. Sunada, et al., Molecular Medicine Reports, **10,** 1, (2014) pp.10-14

[2] M. Fujimori, et al., Journal of Food Engineering, 149, (2015) pp.248-245

*Yasushi Aizawa[1], Taisuke Inoue[1], Shigeaki Sunada[1], Takamitsu Kato[2], Misturu Uesaka[1]

[1]School of Engineering, the University of Tokyo, [2]Department of Environmental & Radiological Health Sciences, CSU

配糖化アスコルビン酸の重粒子線に対するラジカル捕捉効果の評価

Evaluation of the radical capture effect of glycoside ascorbic acid on heavy particle beam

*金井英樹[1]，砂田成章[1]，相澤恭[1]，藤森亮[2]，岡安隆一[2]，上坂充[1]
[1]東京大学，[2]放射線医学総合研究所

新たな実用的な放射線防護剤として期待されるアスコルビン酸誘導体 L-アスコルビン酸 2-グルコシドの重粒子線照射後に長期に観測される活性酸素種の捕捉効果を評価した。

キーワード：放射線防護剤、重粒子線、L-アスコルビン酸 2-グルコシド、活性酸素種

1. 緒言

ビタミン C として知られるアスコルビン酸（Ascorbic Acid; AA）は遊離基捕捉能を持ち、放射線によって生じる有害な OH ラジカルとも反応性が高く、放射線影響による細胞内の酸化ストレス上昇を抑制する放射線防護剤として期待される。しかし、化学的な不安定さや細胞に対する毒性の強さが課題となっている。これに対し、AA の水酸基にグルコースをα-配位で結合した L-アスコルビン酸 2-グルコシド（AA2G）は AA に比べ化学的に安定であり、生体内に留まる期間が長いことから新たな放射線防護剤として期待されており、すでに低 LET 放射線照射に対する長期的な遊離基補足能などが確認されている。一方で、今日の放射線医療や宇宙開発の場面では高 LET 放射線に対する防護の必要性も高まってきている。そこで本研究では、AA2G が高 LET 放射線に対する長期的な遊離基捕捉能の有無を確認することを目的に、炭素線照射された正常細胞内の活性酸素種（ROS）の量を AA、AA2G の存在下で測定した。

2. 実験

X 線、炭素線（LET=50 keV/μm）照射は放射線医学総合研究所（炭素線は HIMAC 施設）で行った。照射線量は X 線、重粒子線ともに 1 Gy とした。細胞はヒト正常線維芽細胞 HFL1 を用い、各種放射線の照射直後に AA、AA2G（東洋精糖株式会社）をそれぞれ特定の濃度（AA:30, 100 μM　AA2G:100, 300, 3000 μM）で加え、その後経時的に ROS のレベルを測定した。測定は照射 2 日後に蛍光プローブ H2DCFDA（Invitrogen）を 10 μM 混合し、フローサイトメーター（FACS Caliber）により測定した。

3. 結果

得られた各サンプルの ROS のレベルを未照射コントロール群との比で表した（図）。照射 2 日後において、炭素線が X 線に比べて ROS のレベルを顕著に引き起こしていることが確認できた。また X 線照射群では単独照射に比べ薬剤によるわずかな ROS の低減傾向が見られた。一方で、興味深いことに重粒子線照射群では、AA 投与群では ROS レベルが上昇し、AA2G 投与群では ROS レベルの低減傾向が見られた。

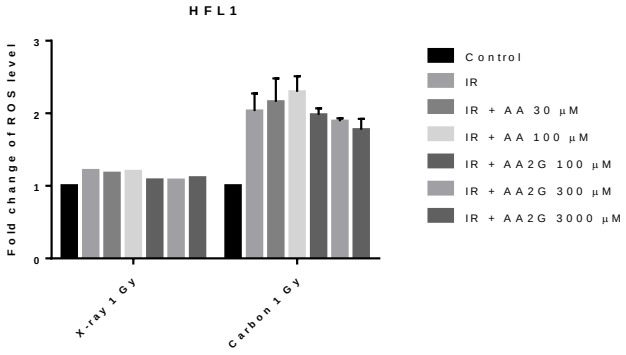


図　放射線照射 2 日後の細胞内の ROS レベル

参考文献

[1] Ionizing Radiation-Induced Cell Death　Is Partly Caused by Increase of Mitochondrial Reactive Oxygen Species in Normal Human Fibroblast Cells
Shinko Kobashigawa[a, 1] Genro Kashino,[b] Keiji Suzuki,[c] Shunichi Yamashita[c] and Hiromu Mori[a]

[a]Department of Radiology, School of Medicine, Oita University, 1-1 Idaigaoka, Hasama-machi, Yufu City, Oita, Japan; [b] Advanced Molecular Imaging Center, School of Medicine, Oita University, Oita, Japan; and [c] Department of Radiation Medical Sciences, Atomic Bomb Disease Institute, Nagasaki University, Nagasaki, Japan

分子コーミング法による糖転移フラボノイドの放射線防護効果の評価

Evaluation of radioprotective effect of glycosylated flavonoids by molecular combing method

*于 暠[1]、砂田 成章[1]、相澤 恭[1]、藤森 亮[2]、岡安 隆一[2]、上坂 充[1]

[1]東京大学工学研究科, [2]放射線医学総合研究所

本研究では、天然フラボノイドに比べ水に格段に溶けやすくなった糖転移フラボノイドの放射線防護効果を、DNA の二重鎖切断を指標に新しい簡便な評価手法である分子コーミング法を用いて評価した。

キーワード：分子コーミング法，糖転移フラボノイド，DNA 二重鎖切断

1. 緒言

フラボノイドは植物の中に多く含まれており、抗酸化剤としても知られている。この性質により人体を有害な電離放射線由来の活性酸素種から守ることも期待される。水に難溶性である天然フラボノイドに対し、酵素処理により糖を付加した糖転移フラボノイドはその問題点を解消し、生物学的利用能も高くなった。これまでも糖転移フラボノイドの放射線防護効果の有用性は報告されてきたが（S. Sunada et al., 2014）、それらの化学構造などが抗酸化能に与える影響は不明である。そこでこれらを詳細に調べるために、従来の実験操作が煩雑な電気泳動法に比べ、操作が簡便かつ直接的に DNA の状態を観察できる分子コーミング法を用いて、これらフラボノイドの放射線防護効果を調べた。

2. 方法

λDNA(ニッポンジーン)を超純水で透析し、水溶媒中に直鎖二本鎖のλDNA(1 μM)とモノグルコシルルチン（MG ルチン）を各濃度混合した溶液に X 線照射（TITAN 320, 島津）を行った。その後、直接蛍光法により染色し、分子コーミング法により照射後の DNA をカバーグラス上に伸長させ、蛍光顕微鏡で観察した。撮った写真データを ImageJ（NIH）で解析し、DNA の長さを測った。

3. 結果・考察

各群において、少なくとも 150 本の DNA の長さを測定し、平均長さを求めた。はじめに、照射線量の増加とともに DNA の長さが短くなり、また MG ルチン単独投与による DNA への損傷影響はないことが確認できた。この条件下、10 Gy の X 線照射では、対照群（Control）と比べ、DNA の長さが MG ルチン濃度に依存的に回復している傾向が確認できた。これは、MG ルチンの投与量の増加により放射線により発生したフリーラジカルの中和が促進され、DNA の切断が抑えられたためと考えられる。本実験では、従来の電気泳動法と比べて、より簡便な分子コーミング法を利用して、フラボノイドの放射線防護効果が確認できた。今後は、別のフラボノイドの防護効果も比較することにより、フラボノイドの構造の違いが放射線防護特性に与える影響などをより詳細に検討していく。

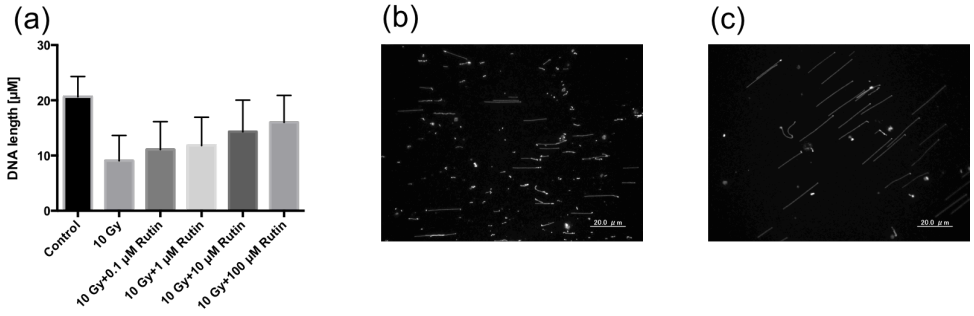


図　(a)　放射線照射後の λ DNA の平均長さ, (b) 10 Gy 照射群, (c)10 Gy+100 μM ルチン投与群

*Hao YU[1], Shigeaki SUNADA[1], Yasushi AIZAWA[1], Akira HUJIMORI[2], Ryuichi OKAYASU[2] and Mitsuru UESAKA[1]

[1]. Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo, [2] Radiation Risk Reduction Research Program, NIRS

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1. Computational Science and Engineering

[1B01-07] Numerical and experimental investigations on failure mechanism

Chair: Masaaki Tanaka (JAEA)

Sat. Mar 26, 2016 10:00 AM - 11:55 AM Room B (Lecture Rooms B B101)

[1B01] Failure mechanism under extreme loadings and prevention of catastrophic failure

＊Naoto Kasahara[1], Takuya Asato[1], Izumi Nakamura[2], Hideo Machida[3], Chuanrong Jin[4] （1.The University of Tokyo, 2.NIED, 3.TEPSYS, 4.CTC）

10:00 AM - 10:15 AM

[1B02] Failure mechanism under extreme loadings and prevention of catastrophic failure

＊Shigeho Kubota[1], Shin Ogiso[1], Takuya Satou[1], Naoto Kasahara[1] （1.Tokyo Univ.）

10:15 AM - 10:30 AM

[1B03] Failure mechanism under extreme loadings and prevention of catastrophic failure

＊Ryota Sakemi[1], Bari Al[1], Yamato Katsura[1], Naoto Kasahara[1] （1.University of Tokyo）

10:30 AM - 10:45 AM

[1B04] Failure mechanism under extreme loadings and prevention of catastrophic failure

＊MD ABDULLAH AL BARI[1], Yamato KATSURA[1], Ryota SAKEMI[1], Takuya SATO[1], Naoto KASAHARA[1] （1.The University of Tokyo）

10:45 AM - 11:00 AM

[1B05] Failure mechanism under extreme loadings and prevention of catastrophic failure

＊Hiroshi Ogawa[1], Hideo Machida[1], Naoto Kasahara[2] （1.TEPCO SYSTEMS CORPORATION, 2.The University of Tokyo）

11:00 AM - 11:15 AM

[1B06] Failure mechanism under extreme loadings and prevention of catastrophic failure

＊Koji Iwata[1], Yasuhisa Karakida[1], Chuanrong Jin[1], Naoto Kasahara[2] （1.ITOCHU Techno-Solutions Corporation , 2.The University of Tokyo）

11:15 AM - 11:30 AM

[1B07] Failure Mechanism Under Extreme Loadings and Prevention of Catastrophic Failure

＊Masaaki Suzuki[1], Naoto Kasahara[1] （1.The University of Tokyo）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

極限荷重に対する原子炉構造物の破損メカニズム解明と破局的破壊防止策
(12) 深層防護1層～3層(設計)とは異なる第4層のための構造強度研究

Failure mechanism under extreme loading and prevention of catastrophic failure
(12) Structural strength study for the 4th layer of DiD distinguished from the design

*笠原直人[1]，佐藤拓哉[1]，中村いずみ[2]，町田秀夫[3]，金伝栄[4]
[1]東大，[2]防災科研，[3]TEPSYS，[4]CTC

福島原子力発電所事故の教訓から、深層防護１層～３層（設計）とは異なる第４層のための、新たな想定破損モードとモード判定マップ、安全裕度を含まない限界強度予測から構成される構造強度評価体系を提案した。

キーワード：深層防護、影響緩和、リスク評価、構造強度、最適評価

１．緒言　福島原子力発電所事故の教訓として、深層防護の「第1層から第3層(設計)」に加えて「第4層(設計を超える状態)」への重点的な取り組みが要求されている。 第4層において取り得る有効な対策を立案するには、壊れる場所、順番、破損モードの特定と各破損モードに対する最適強度評価を介した現実的な事故シナリオを描く必要がある[1]。

２．破損モードの想定と識別　深層防護1層～3層(設計)に比較して、第4層では荷重条件が厳しくなることから、表1に示すように想定破損モードの種類が異なってくる。また事故シナリオを描くには、放射性物質に対するバウンダリ破損に結びつく破損モードと、過大変形などのようにバウンダリ破損に直接結びつかない破損モードとを区別する必要がある。従来の設計時の評価では、全ての破損モードについて安全側の評価をすれば十分であり、これらを区別する必要性は高くなかった。これに対し、第4層評価では、破損モードの識別が必要になる。

３．破損モードマップと限界強度評価法の提案　これまでの関連研究成果に基づき設計基準事象(深層防護1層～3層)とは異なる、設計を超える事象(深層防護4層)の極限荷重に対する限界強度評価法の枠組みを提案した(表1)。

表１　深層防護第１層～第３層と第４層の評価法比較

荷重モード	第1層から第3層(設計) 全ての破損モードを保守的に評価			第4層(設計を超える状態) 実際に起こる破損モードを破損モードマップで判定		
	破損モード	強度因子と評価法	クライテリア	破損モード	強度因子と評価法	クライテリア
高温内圧	延性破壊	弾性解析による応力	許容応力	延性破壊	非弾性解析による弾塑性ひずみ(仮想ボイド)	真破断ひずみ
	クリープ破断	弾性解析による応力	許容応力	クリープ破断	非弾性解析によるクリープひずみ(応力履歴)	時間消費則または延性消耗則(Dc)
				局部破損	非弾性解析による弾塑性クリープひずみ、多軸度	多軸度を考慮した真破断ひずみ
高温外圧	弾塑性座屈	弾性解析による応力	許容応力	弾塑性座屈	座屈荷重	構造不安定変形開始荷重
				クリープ座屈	座屈荷重、時間、温度	構造不安定変形開始条件
				座屈後破断	非弾性解析による弾塑性クリープひずみ	真破断ひずみ
過大地震	(低サイクル疲労)	弾性解析による応力	応力範囲、繰り返し数	低サイクル疲労	非弾性解析による弾塑性ひずみ	疲労損傷係数(Df)
	塑性崩壊	弾性解析による応力	許容応力	塑性崩壊	非弾性解析による変形	構造不安定開始荷重
	延性破壊	弾性解析による応力	許容応力	延性破壊	非弾性解析による弾塑性ひずみ	真破断ひずみ

破損モードマップに基づき荷重と形状から破損モードを判定する。次に、モード毎に強度支配因子を解析により予測し、安全裕度を含まない限界強度を予測する。

４．レジリエントな対策に向けて　現在の原子力発電所の設計は、設計基準内において保守的である反面、限界を超えると破局的な破壊に至る可能性がある。今後は、第4層(設計を超える状態)を強化するため、本研究成果を展開し、限界を越えても周辺から徐々に壊れていくことで荷重エネルギーを散逸させ、肝心な部分を護るようにする破壊制御(Fracture Control)の考え方を適用していきたい。

謝　辞

本研究報告は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業の成果である。関係各位に記して謝意を表します。

参考文献

[1] IAEA SSR-2/1, Safety of Nuclear Power Plants: Design Specific Safety Requirements (2012)

---

*Naoto Kasahara[1], Takuya Sato[1], Izumi Nakamura[2], Hideo Machida[3] and Chuanrong Jin[4]
[1] Tokyo Univ., [2] NIED, [3]TEPSYS, [4] CTC

極限荷重に対する原子炉構造物の破損メカニズム解明と破局的破壊防止策
(13) 試験と解析による局部破損メカニズムに関する研究

Failure Mechanism under extreme loading and prevention of catastrophic failure

(13) Study on mechanism of local failure with experiments and analysis

*窪田　穣穂[1]，小木曽　慎[1]，佐藤　拓哉[1]，笠原　直人[1]

[1]東京大学

構造不連続部において発生の可能性が指摘されている局部破損のメカニズムは未だ十分には解明されていない。本研究では、局部破損のメカニズムを研究し、新たに破壊曲面の考え方を提案した。

キーワード：大変形弾塑性解析，3 軸応力度，局部破損，破壊曲面

1. **序論**　原子炉構造物の構造不連続部では、内圧に対する破損モードとして局部破損の可能性が指摘されている。しかし、現在の原子力機器の設計基準では局部破損を想定せず、Mises の応力に支配される延性破壊のみを想定することが多い。また、局部破損は 3 軸応力度（静水圧応力/ Mises 応力）が影響することまでは半定量的に理解されているが、メカニズムは十分に解明されていない。本研究では、引張り試験と大変形弾塑性 FEM 解析を行うことにより、局部破損メカニズムの解明を目的とする。

2. **引張試験と FEM 解析**　SUS304 製平滑丸棒及び切欠き丸棒試験片の引張り試験を行った。図 1 に各試験片の破面を、図 2 に荷重-変位曲線を示す。また、大変形弾塑性 FEM 解析によって算出した平滑丸棒試験片と切欠き丸棒試験片の最小断面での 3 軸応力度分布を図 3 に示す。

図 1　引張試験結果（破面）

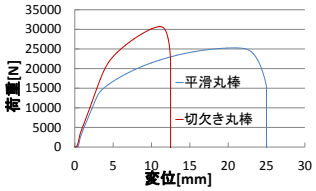


図 2　荷重-変位曲線

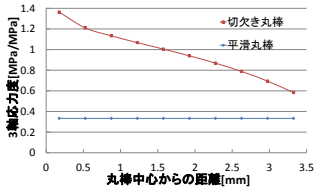


図 3　最小断面での 3 軸応力度分布

3. **破壊曲面の提案および破壊曲面に基づいた考察**　2 章の結果に合理的な説明を与えるために、SUS 304 の応力－ひずみ関係と ASME Sec. VIII Div. 2[1] の限界ひずみ評価式（単軸の限界ひずみ、ひずみ硬化係数、3 軸応力度の関数）を考慮した破壊曲面という考え方を図 4 に提案する。水平の直線はミーゼスの降伏曲面を、傾きを持った直線は典型的な応力状態を表す。図 1,4 から、傾きが大きく 3 軸応力度の小さい単軸状態（平滑丸棒試験片）では延性破壊（せん断型の破面を形成[2]）の傾向が強くなり、傾きが小さく 3 軸応力度が大きくなる切欠き丸棒試験片では局部破損（繊維状型の破面を形成[2]）の傾向が強くなることが表現される。図 3 に示すように、切欠き丸棒試験片の 3 軸応力度が大きくなるのは、最小断面の塑性変形が断面積の大きい周辺によって拘束される（塑性拘束）ことによる。また、切欠き丸棒試験片の最小断面の 3 軸応力度が大きいということは、図 4 から分かるように破壊時の静水圧応力が大きくなる。これは軸方向応力も大きくなることを意味し、結果として図 2 のように最大荷重が増加する。提案した破壊曲面は、延性破壊と局部破損を連続的に表現できることに特徴がある。

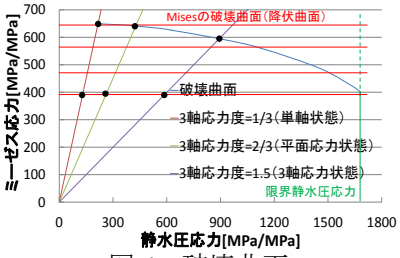


図 4　破壊曲面

参考文献

[1] David A. Osage, P.E., "*ASME Section VIII-Division2 Criteria and Commentary", The Equity Engineering Group, Inc.*, (2009)

[2] 横堀武夫（1981）『材料強度学』技報堂出版株式会社

*Shigeho Kubota[1], Shin Ogiso[1] , Takuya Satou[1] and Naoto Kasahara[1]　[1]Tokyo Univ.

極限荷重に対する原子炉構造物の破損メカニズム解明と破局的破壊防止策
（14）地震荷重の構造物への伝達特性に対する塑性変形の影響

Failure mechanism under extreme loading and prevention of catastrophic failure
(14) Effects of elastic-plastic deformation on seismic loading transfer to structure

*酒見 亮太[1]，MD ABDULLAH AL BARI[1]，桂 也真人[1]，笠原 直人[1]
[1]東京大学

塑性変形が起こると地震荷重の構造物への伝達特性に変化が起こり、破損モードに影響する。このため、本研究では、過大地震による構造物の破損メカニズムを解明するために、弾塑性解析によって、塑性化による伝達特性への影響を調べた。

キーワード：地震荷重，伝達特性，塑性変形，破損現象

1. 緒言

設計想定を超える過大地震荷重が構造物に作用した際は、破損モードを考慮した上で適切な対策を行うことが、破局的破壊を防ぐために重要である。このため破損モードの識別が必要であるが、振動加速度を大きくすると変位の応答倍率が小さくなる現象が確認されており[1]、それが破損モードに大きな影響を与えている。このため本研究では、材料の塑性化が伝達特性に及ぼす影響を調べるために弾塑性解析を行った。

2. 弾塑性解析及び考察

解析モデルとして、図 1 のような平面応力要素の片持ちはりを用いた。異なる加速度による変位応答倍率を図 2 に示す。ここで変位応答倍率とは動的な入力荷重に対する変位を、静的な入力荷重に対する変位で割った無次元量である。また 20gal (0.2m/s^2)の応答倍率では、モデルは弾性状態で、それ以上の加速度で塑性変形が起こる。図 2 より、塑性化が進むことにより、応答倍率が低下していることが確認できる。この理由として 2 点考えられる。1 つ目は塑性サイクルによるエネルギーの吸収、2 つ目が加速度に対する変位応答の位相遅れによる荷重の伝達ロスである。また塑性化が進むと、共振周波数が固有周波数より小さくなっていく傾向が確認できた。

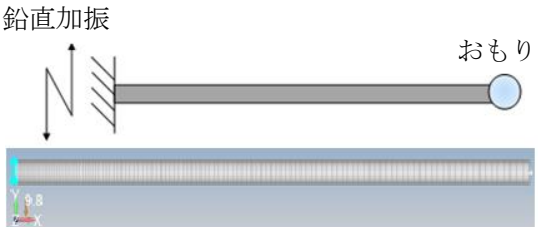


図 1　片持はりのモデルおよび解析モデル

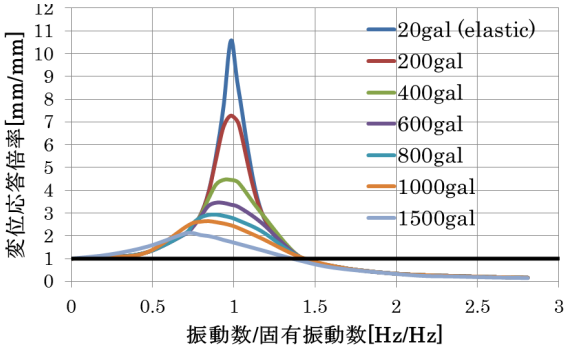


図 2　周波数と応答倍率の関係

3. 結言

入力荷重を大きくしても、塑性域が増えていくと応答倍率が低下していることがわかった。また、塑性化が共振周波数の低下に寄与していることが確認できた。このメカニズムを解明するため、塑性サイクルによるエネルギーの吸収及び入力加速度に対する応答変位の位相変化に着目した分析を進めていく計画である。

参考文献

[1] Nakamura. I, Kasahara. N, ñEXCITAION TEST ON ELBOW PIPE SPECIMENS TO INVESTIGATE FAILURE BEHAVIOR UNDER EXCESSIVE LOADSò, Proceedings of the ASME 2015 Pressure Vessels & Piping Conference, 2015.

*Ryota SAKEMI[1], MD ABDULLAH AL BARI[1], Yamato KATSURA[1], Naoto KASAHARA[1]　[1]University of Tokyo

Failure mechanism under extreme loading and prevention of catastrophic failure (15) Numerical study on ratcheting and collapse failure due to seismic loading

*Bari Md Abdullah Al[1], Katsura Yamato[1], Sakemi Ryota[1], Sato Takuya[1], Kasahara Naoto[1]

[1]The University of Tokyo

Such failure modes are possible for seismic loading as ratcheting deformation, collapse and low cycle fatigue. Here, occurrence conditions of these failure modes are not clear. This article investigates numerically the dominant parameters of ratcheting and collapse as the combination of gravity and seismic acceleration.

Keywords: Seismic load, ratcheting, collapse

1. Introduction

Excessive seismic loadings can induce such failure modes as low cycle fatigue, collapse and ratcheting deformation. In this article numerical investigation has carried out in order to understand the occurrence conditions of ratcheting and collapse. Also to see the behavior of seismic response at different frequencies.

2. Numerical model

Dynamic elastic plastic analysis has been done by FEA with the FINAS code. The following model made of plane stress elements is used for ratcheting and collapse analysis. The gravity and sinusoidal acceleration are put in the base and additional mass is placed at the top of the model. Frequencies are 0.5, 1.0, 1.5, 2.0, 2.5 and 3.0 times of the 1st mode natural frequency.

3. Analysis results

Paying attention to analogy to the thermal ratcheting controlled by a primary load and secondary cyclic load, the stress produced by the gravity is considered as primary stress whereas the hypothetical stress which is statically equilibrium to the base acceleration is considered as pseudo secondary stress. The theoretical boundary is provided by the Yamashita et. al. bending–bending ratcheting model [1]. The graphs below show the ratcheting and collapse boundary for different acceleration and frequencies. The non-dimensional parameters X and Y in this diagram are defined as -

$$X = \frac{\sigma^g}{S_y} \qquad \text{Where, } \sigma^g = \textit{Bending stress due to gravity},\ S_y = \textit{Yield stress}$$

$$\sigma^{in} = \textit{Hypothetical stress which is statically equilibrium to the base acceleration}$$

$$Y = \frac{\sigma^{in}}{S_y}$$

Figure1: Numerical Analysis Model

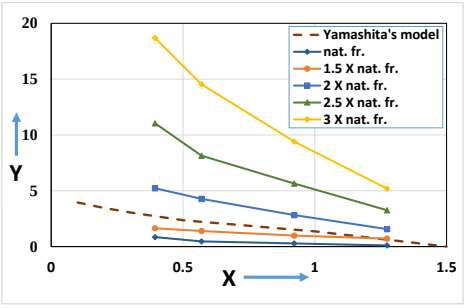


Figure2: Occurrence condition of ratcheting at different frequencies

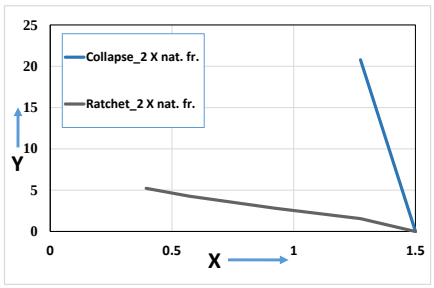


Figure3: Failure mode map for ratcheting and collapse

It has seen that for higher frequency (like twice the natural frequency of each model), ratchet boundary follows the Yamashita et. al. ratcheting model [1], which proves that seismic load behaves as secondary load at higher frequency.

References

[1] T. Yamashita et al., "A simplified method of evaluating ratcheting in bellows and a test of its validation", Int. J. of pressure vessel & piping, 42 (263-285), 1990

極限荷重に対する原子炉構造物の破損メカニズム解明と破局的破壊防止策 (16)破損モードマップを用いた限界強度評価法に関する提案

Failure mechanism under extreme loadings and prevention of catastrophic failure
(16) Proposal for limit strength evaluation method using the failure mode map

*小川 博志[1]，町田 秀夫[1]，笠原 直人[2]
[1]テプコシステムズ，[2]東京大学大学院

福島原子力発電所事故の教訓から、深層防護１層～３層（設計）とは異なる第４層のための構造強度評価体系の構築が必要である。その中で使用する破損モードを判定するための破損モードマップの概念と、その具体例として過温過圧時の原子炉圧力容器底部の破損モードマップについて報告する。

キーワード：極限荷重，過酷事故，過大地震，破損メカニズム，強度評価，数値解析，破損モードマップ

1. 緒言

福島原子力発電所事故の教訓から、深層防護の「第１層～第３層（設計基準事象）」に加えて「第４層（設計拡張事象：BDBE）」への重点的な取り組みが要求されている。この第４層への対策を立案するためには、従来設計の保守的評価と異なり、破損モードの特定と最適強度評価が必要となる。そこで、極限荷重に対する原子炉構造物の壊れる場所と順番、限界強度、壊れた場合の影響度などの破壊現象を解明するために、材料試験・構造物試験及び数値解析を用いて各破損モードに対する破損限界及び破損モードマップを検討してきた。本報では、原子炉構造物の破損モードを判定するための破損モードマップの概念と、その具体例として過温過圧時の原子炉圧力容器底部の破損モードマップについて報告する。

2. 破損モードマップの検討

BDBE として想定される冷却機能喪失事象では、炉心損傷が発生し原子炉圧力容器内は過温過圧状態となる。本検討では原子炉圧力容器底部に溶融燃料が堆積した状態の破損を想定した。この過温に対する各破損モードの破損限界を数値解析及び理論式により求め、炉底部の破損モードマップを検討した。破損モードは過温に対して時間消費則を評価基準としたクリープ損傷、高温における引張強さを評価基準とした内圧バーストを評価した。検討例を図１に示す。

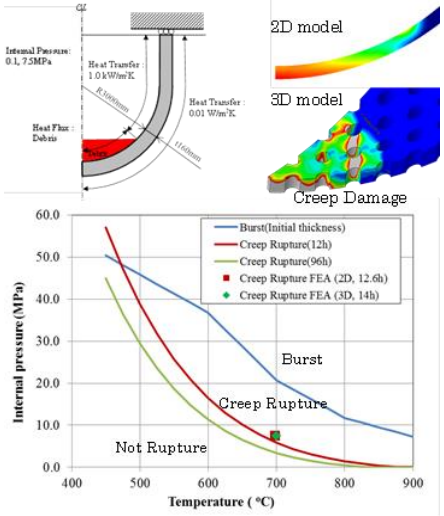


図１ RPV 破損モードマップの検討例

3. 限界強度評価法における活用検討

表１に BDBE の高温内圧に対する非弾性解析に基づく限界強度評価法案を示す。事故や設計対応としてこの限界強度評価法案の適用に先立ち、破損モードマップの活用により、運転又は事故状態（温度／圧力）から当該機器に想定される破損モードの判定が可能となり、以降の詳細検討に活用できると考えられる。今後，局部破損などの破損モードについても拡張していく予定である。

表１設計基準事象と BDBE 限界強度評価法

荷重モード	設計基準事象（1層~3層）			設計拡張事象（4層）		
	破損モード	強度因子と評価法	クライテリア	破損モード	強度因子と評価法	クライテリア
高温内圧	延性破壊	弾性解析による応力	引張強さ	延性破壊	非弾性解析による弾塑性ひずみ（仮想ボイド）	真破断ひずみ
	クリープ破断	弾性解析による応力	クリープ損傷クリープ破断伸び	クリープ破断	非弾性解析によるクリープひずみ（応力履歴）	クリープ損傷クリープ破断伸び
	－	－	－	層間両損	非弾性解析による弾塑性クリープひずみ、多軸度	多軸度を考慮した真破断ひずみ

謝辞 本研究は文部科学省「国家課題対応型研究開発推進事業・原子力システム研究開発事業」の成果である。関係各位に記して謝意を表します。

*Hiroshi Ogawa[1], Hideo Machida[1] and Naoto Kasahara[2]
[1]TEPCO SYSTEMS CORPORATION, [2]The University of Tokyo

極限荷重に対する原子炉構造物の破損メカニズム解明と破局的破壊防止策
（17）SUS304 円管の超高温外圧座屈

Failure mechanism under extreme loadings and prevention of catastrophic failure
(17) External pressure buckling of SUS304 circular tubes at super high temperature

*岩田 耕司[1]，唐木田　泰久[1]，金　伝栄[1]，笠原　直人[2]
[1]伊藤忠テクノソリューションズ株式会社，[2]東京大学大学院

超高温下の SUS304 円管の外圧座屈弾塑性理論解に基づく座屈評価線図を作成した。この座屈理論解と有限要素法による非線形座屈解析結果及び実験値と比較した。

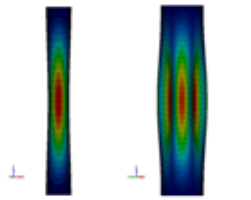
キーワード：外圧座屈、円管、SUS304、超高温、弾塑性理論解、有限要素法

1. 緒言　極限荷重に対する原子炉構造物の破壊メカニズム解明のための研究の一環として、シビアアクシデント時の超高温下の炉内円管の外圧座屈の研究を実施している。本研究では、有限長円管の外圧による弾性座屈理論解に換算係数を導入し SUS304 の超高温（700～1000℃）での弾塑性座屈荷重を算出し評価線図を作成する。

2. 円管の外圧座屈理論解　外圧を受ける有限長の円管に対しては Mises の弾性座屈荷重理論解[1)]がよく知られている。塑性座屈に対しては、弾性理論解の弾性係数を換算係数で置き換える簡便な方法（換算係数法）が有効である。本研究では、SUS304 円管に対して、弾性座屈荷重理論解と、国産材の機械的強度データに基づき作成した超高温の応力ひずみ関係式（修正 ASME 式）を用いて、換算係数法による塑性の座屈荷重を数値的に算出した。ここでは円管は両端開放（外圧による軸力なし、軸方向変位自由）条件とした。

3. 座屈評価線図　座屈荷重の評価線図は各温度レベルで、円管の半径板厚比 R/t（R:板厚中心半径，t:板厚）と細長比 L/R（L:長さ）をパラメータとして作成した。円管の周方向座屈波数 n=2 と n=3（図１）の弾性及び塑性の座屈荷重理論値を計算し、それら４つの値の最低値が座屈荷重となる。図２は、実験データが報告[2)]されている R/t=22.2（厚め）と R/t= 37.3（薄め）の２つの円管を取り上げ、900℃における座屈荷重 p_{cr} と細長比の関係を示す。円管は細長くなるに伴い塑性座屈から弾性座屈へと遷移し、座屈モードも n=3 から n=2 へと変化する。厚めの円管は薄めの円管に比べて座屈荷重が高く、また細長比のより大きい領域まで塑性座屈を生じる。図中に理論値と実験値及びシェル要素を用いた FEM 弾塑性座屈解析結果との比較を示した。FEM 解析は座屈評価線図とほぼ良好な一致を示した。実験値は解析値より著しく低かった。その原因として、両者の超高温材料特性の隔たりや、実験での温度や端部の理想条件からの隔たりの可能性が考えられる。

本研究は文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業の成果である。



Tube-1 (n=2)　Tube-3 (n=3)

図 1 円管の座屈モード

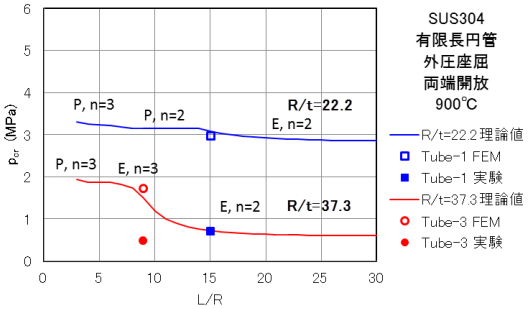


図 2 円管の外圧座屈評価線図

参考文献 [1] Timoshenko, S.P. and Gere, J.M., *Theory of elastic stability*, McGraw-Hill Book CO., Inc., 1961
[2] Jo, B., Sagawa, W. and Okamoto, K., ICONE23-1605, JSME, 2015

*Koji Iwata[1], Yasuhisa Karakida[1], Jin Chuanrong[1] and Naoto Kasahara[2]
[1]ITOCHU Techno-Solutions Corporation, [2]The University of Tokyo

極限荷重に対する原子炉構造物の破損メカニズム解明と破局的破壊防止策
(18) 信頼性に基づく限界強度評価

Failure Mechanism Under Extreme Loadings and Prevention of Catastrophic Failure

(18) Limit Strength Evaluation Based on Reliability

*鈴木 正昭[1]，笠原 直人[1]

[1]東京大学

設計想定を超える極限荷重に対して、荷重・応答・強度の不確実性を考慮し解析等を活用した、信頼性に基づく原子炉構造物の限界強度評価の枠組みを提示した。

キーワード：極限荷重、限界強度、最適評価、不確実性、信頼性

1. 緒言　福島原子力発電所事故以降、設計想定外事象に対する影響緩和への重点的取り組みが求められている。低頻度で不確実性の大きい設計想定外事象に対して合理的な対策を講じるには、最適評価に不確実性を考慮した現実的事故シナリオに基づき脆弱点を解明し改善する必要がある。本研究では、設計想定を超える極限荷重下で考えられる原子炉構造物の破損モードに対して、強度理論および非弾性解析を活用した最適評価に荷重・応答・強度の不確実性を考慮した、信頼性に基づく限界強度評価の枠組みを構築する。

2. 信頼性に基づく限界強度評価　限界強度評価に不確実性を考慮し、信頼性に基づき構造健全性を評価するために、部分安全係数形式の信頼性照査式 $\gamma L < R/\phi$ （L：荷重、R：強度）を用いる。部分安全係数 γ, ϕ の値は荷重・強度の不確実性の程度および照査信頼性水準と対応して導出される。各部分安全係数値の大小は各荷重・強度の不確実性による信頼性への影響度と対応している。限界強度評価にあたっては、破損モードマップおよび大規模非弾性解析法を活用する。まず、破損モードマップを用いて荷重と形状から破損モードを判定する。次に、モード毎の強度支配因子に対して、強度理論や大規模非弾性解析法により最適評価を行う。最適評価値と照査信頼性水準、および対応する部分安全係数に基づき信頼性を照査する。

3. 高温外圧荷重に対する限界強度評価　炉内温度・圧力の上昇に伴う中性子計測管等の破損を想定し、高温外圧荷重下の弾塑性座屈破損モードを対象とした信頼性照査式の導出例を示す。外圧を受ける円管の弾性・塑性座屈圧力 P_{cr} は弾性座屈理論式および換算係数理論より得られる（図 1）。荷重の不確実性として作用外圧 P_{ap} および温度の、強度の不確実性として形状不整と各材料特性のばらつきを考慮することで、信頼性に基づく破損評価線図を得ることが出来る（図 2）。部分安全係数を導出すると、ここでは複数のばらつき因子を含む座屈圧力 P_{cr} の不確実性による信頼性への影響が大きいことが分かる（図 3）。

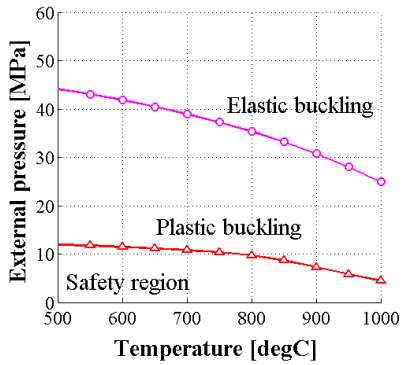


図1　弾性・塑性座屈圧力
（半径板厚比 = 10）

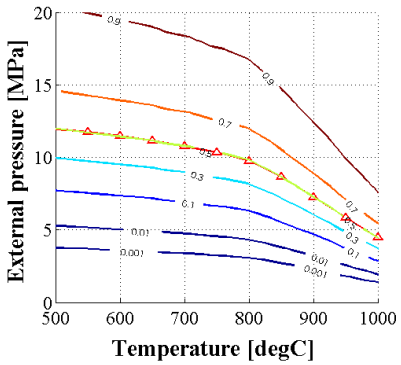


図2　等破損確率曲線
（半径板厚比 = 10）

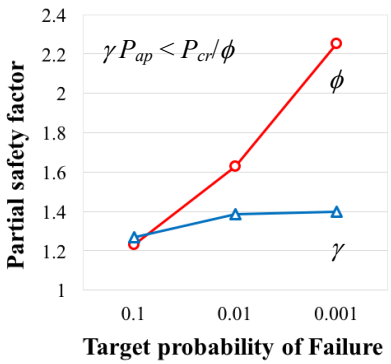


図3　部分安全係数値

謝辞　本研究は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業の成果である。関係各位に記して謝意を表します。

*Masaaki Suzuki[1] and Naoto Kasahara[1], [1]The University of Tokyo

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1. Computational Science and Engineering

[1B08-12] Numerical simulation on structure, earthquake and multivariable data analsys

Chair: Naoto Kasahara (Univ. of Tokyo)

Sat. Mar 26, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[1B08] A Study for Evaluating Local Damage to Structures Subjected to Oblique Impact

＊Yoshimi OHTA[1], Akemi Nishida[1], Haruji Tsubota[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

2:45 PM - 3:00 PM

[1B09] Towards to V&V for assembly structural analysis

＊Norihiro Nakajima[1], Akemi Nisida[1], Kazuhiko Iigaki[1], Kazuhiro Sawa[1] （1.JAEA）

3:00 PM - 3:15 PM

[1B10] A sensitive analysis for the seismic response analysis of a nuclear reactor building by using a 3D FE model

＊Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1], Norihiro Nakajima[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:15 PM - 3:30 PM

[1B11] Influence of differences between seismic response evaluation methods for equipment and piping of a nuclear facility

＊Akemi Nishida[1], Kazuhiko Iigaki[1], Kazuhiro Sawa[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:30 PM - 3:45 PM

[1B12] LoD Control of Radioactivity Measurement Map for Multivariable Data Analyses

＊HIROKO MIYAMURA[1], SHIGEO TAKAHASHI[2], YASUHIRO IDOMURA[1], HIROSHI TAKEMIYA[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.University of Aizu）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

斜め衝突を受ける構造物の局部破壊評価に関する一考察

A Study for Evaluating Local Damage to Structures Subjected to Oblique Impact

*太田　良巳，西田　明美，坪田　張二
日本原子力研究開発機構

本論文では、垂直衝突に対する局部破壊評価式の既往の斜め衝突実験結果への適用について検討し、得られた知見について報告する。

キーワード：斜め衝突，局部破壊，修正 NDRC 式

1. 緒言

原子力規制委員会が制定した「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」や「実用発電用原子炉に係る航空機衝突影響評価に関する審査ガイド」においては、飛翔体の衝突による影響の評価を行うことを要求している。飛翔体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、構造物に対して剛な飛翔体を垂直に衝突させた際の構造物の損傷状態から導かれた実験式が主である。一方、斜め衝突に関する研究はほとんど行われていないのが現状である。そこで本研究では、既往の実験結果（文献[1]）に基づき斜め衝突に対する評価式を提案することを目的とする。

2. 斜め衝突に伴う構造物の局部破壊について

2-1. 既往の実験および評価式

本論文では、文献[1]で報告されている斜め衝突実験結果について検討する。実験は直径 3.7cm、質量 0.758kg の先端が鋭角な飛翔体を速度 200～1000m/s の範囲でコンクリート圧縮強度約 45.5N/mm^2、板厚 22・56cm の板構造物に衝突させている。その際に衝突角度を 0・11・20・28・35° と変化させている。本論文においては、衝突角度 0° と衝突角度 35° の結果について考察する。検討には、文献[2]に示される修正 NDRC 式を用いる。

2-2. 修正 NDRC 式の修正

図-1 に文献[1]の実験結果と修正 NDRC 式の関係を示す。修正 NRDC 式による評価結果は、衝突角度 0° の実験結果と良い相関が見られる。よって、修正 NRDC 式を衝突角度 35° の実験結果に適用するための補正方法を検討する。修正 NDRC 式の斜め衝突に伴う局部破壊評価への適用の例として文献[3]がある。文献[3]では、衝突速度を衝突角度で補正する手法が紹介されている。本論文では、衝突速度の補正のほかに、衝突する飛翔体の直径についても角度補正する事を提案する。

図-1 に衝突速度と衝突角度による表面破壊深さの関係について示すと伴に修正NDRC式での評価結果および補正を加えた修正 NDRC 式の評価結果を示す。図-2 に表面破壊深さの定義を示す。

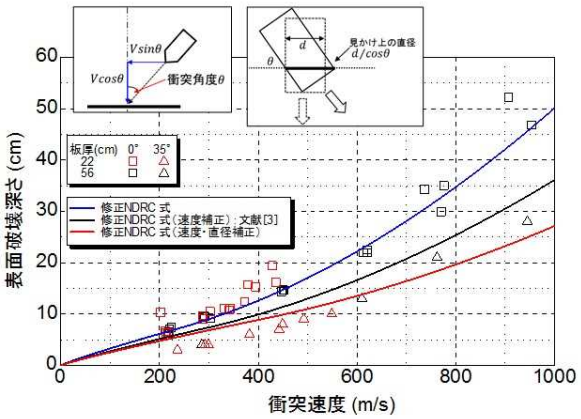


図-1　衝突速度と表面破壊深さの関係

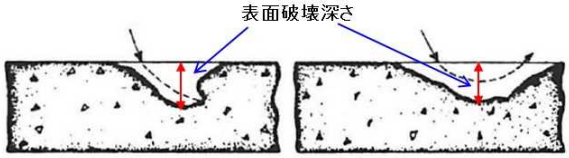


図-2　表面破壊深さの定義（文献[1]に加筆）

3. 結論

衝突速度を角度補正する事に加え、既往評価式のパラメータである飛翔体直径を角度補正することで、より実験値に近づく事が示された。しかしながら、低速度領域では、飛翔体の跳ね返り等の影響から実験値を過剰に評価している。低速度領域について、さらに検討していく必要がある。

参考文献

[1] J.Gordon Stipe et. al：Penetration and Explosion Test on Concrete Slabs, 1943.
[2] R.P.Kennedy：A review of procedures for the analysis and design of concrete structures to resist missile impact effects, Nuclear engineering and design, 37, pp.183-203, 1976.
[3] 田中ら：高速飛体の斜め衝突を受けるコンクリート板の損傷評価，構造物の衝撃問題に関するシンポジウム講演論文集，7 巻，pp.147-152，2004.

*Yoshimi OHTA, Akemi NISHIDA and Haruji TSUBOTA
Japan Atomic Energy Agency（JAEA）

組立構造解析技術による機器解析結果の分析

Towards to V&V for assembly structural analysis

*中島　憲宏[1]，西田　明美[1]，飯垣　和彦[1]，沢　和弘[1]

[1]日本原子力研究開発機構

組立構造解析技術を用いて、高温工学試験研究炉の振動挙動解析を行った。解析結果を示すとともに、過去に得られている地震動にともなう観測結果との比較を試みた。

キーワード：構造解析，組立構造，有限要素解析，高温工学試験研究炉，時刻歴応答解析，情報可視化

1. 緒言

原子力機構は、原子力施設等、大型構造物の耐震健全性を分析するための耐震信頼性試験を計算機上で実現できるように、耐震性評価用 3 次元仮想震動台の開発を進めている。その中核機能のひとつとして、FIESTA（Finite Element Structural Analysis for Assembly）[1]と呼ぶ組立構造物の構造解析コードを開発している。こ本報では、 FIESTA を用いて高温工学試験研究炉の機器を動解析した結果を観測値と比較分析する手段について報告する。

2. 高温工学試験研究炉の機器の解析

2-1. 高温工学試験研究炉の機器データの作成

観測装置が設置されている高温工学試験研究炉の機器の 3 次元モデルを作成した。それらは、原子炉圧力容器設備、1 次加圧水例極設備、2 次加圧水例極設備、中間熱交換設備、補助冷却設備そして、これらの設備とつながる配管である。六面体 1 次要素で約 500 万節点からなる。四面体 1 次要素と比べると 1/100 程度の計算量を削減できるモデルである。

2-2. 数値実験

スーパコンピュータ京を用いて、別途計算した建屋応答値を入力し、機器の時刻歴応答解析を実施した。32 秒程度の時刻歴を 0.01 秒刻みで計算したので、時間ステップは 3200 である。

2-3. 分析ツールの開発

観測値と計算値を比較するために、時刻歴応答グラフの比較を行うコード、RE:INCOM を開発した。これは、各時間ステップにおける加速度等の値の差分を取ったり、時間ステップが移行するときの値の変化率、グラフの面積（積分値）等を求め、統計的に分析したり情報可視化するツールである。

3. 結論

RE:INCOM というツールを用いて、定量的な観測値と時刻歴応答解析の結果を比較と分析を実現できた。

本研究の一部は、文部科学省高性能汎用計算機高度利用事業「HPCI 戦略プログラム」（分野４）の補助を受け実施した(hp150207)。

参考文献

[1] Nakajima, Norihiro,et al., “Time domain response analysis for assembly by integrating components,” SMiRT-23 , 2015/08

*Norihiro Nakajima[1], Akemi Nishida[1], Kazuhiko Iigaki[1] and Kazuhiro Sawa[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

3 次元有限要素モデルによる原子力施設の地震観測シミュレーションのための感度解析

A sensitive analysis for the seismic response analysis of a nuclear reactor building by using a 3D FE model

*崔 炳賢[1], 西田 明美[1], 中島 憲宏[1]

[1]日本原子力研究開発機構

本研究では､3 次元有限要素モデルによる原子力施設の地震観測シミュレーションの入力パラメータが解析結果に与える影響を明らかにするために、原子力施設の応答解析結果の感度解析に取り組み、主要な入力パラメータの設定の違いによる床応答のばらつき評価を実施した。その結果について報告する。

キーワード：高温工学試験研究炉, 東北地方太平洋沖地震, 3 次元有限要素モデル, 感度解析

1. 緒言

3 次元有限要素モデルによる原子力施設の耐震評価では、解析モデルの入力パラメータの設定によって、結果が異なる場合がある。しかし、入力パラメータの設定には明確な基準が確立されていないのが現状である。本報では、3 次元有限要素モデルによる原子力施設の地震観測シミュレーションにおける感度解析を行い、各パラメータの応答結果への影響度を明らかにすることを目的とする。

2. 原子力施設の応答解析結果の感度解析

対象構造物は原子力機構大洗研究開発センターに位置する高温工学試験研究炉の建屋とし、入力地震動は東北地方太平洋沖地震の本震とした。また、感度解析の入力パラメータは既往文献調査より応答解析結果のばらつきに影響が大きいと推定される建屋地盤結合条件、地盤物性とした。各入力パラメータによる応答解析結果への影響を観測記録と比較し、応答のばらつきを分析する。応答解析結果は全体的に観測記録と一致する傾向が確認できたが、応答のばらつきは周波数帯により大きく異なり、特に固有周期近傍で大きくなることを確認した。建屋高さ方向のばらつきについても調査した結果、それぞれの入力パラメータにおいて、上層ほど大きく、最大 0.3 程度であった。また、感度解析結果、固有周期と対応しない周期に応答のピークが現れる現象を確認し、その原因を調査した。入力波の作成方法に着目し、入力波作成の基準位置（基準位置で観測記録と解析結果が一致するように逆解析で入力波を作成）の違いによる応答解析結果への影響を調査した結果、基準位置の設定によっては数値誤差が生じる可能性があることを確認した。

3. 結論

3 次元有限要素法モデルによる原子力施設の地震観測シミュレーションの入力パラメータが解析結果に与える影響を明らかにするために、原子力施設の応答解析結果の感度解析を実施した。今後は、多数の地震イベントにおける地震観測シミュレーション調査を実施し、今回得られたばらつきが入力地震動の多様化によりどのように影響を受けるかについて調査する予定である。

参考文献

[1] Nishida, A., Nakajima, N., Kawakami, Y., Iigaki, K., Sawa, K.: Seismic Response Simulation of High-Temperature Engineering Test Reactor Building against 2011 Tohoku Earthquake, Proceedings of ICONE-23, 2015.

---

*Byunghyun Choi[1], Akemi Nishida[1] and Norihiro Nakajima[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

原子力施設機器の耐震評価手法の違いによる結果影響調査

Influence of differences between seismic response evaluation methods for equipment and piping of a nuclear facility

*西田 明美[1]，飯垣 和彦[1]，沢 和弘[1]
[1]日本原子力研究開発機構

原子力施設機器の耐震評価手法の違いが評価結果に及ぼす影響を調査することを目的とし、床応答スペクトルを用いる従来法、多入力法、および、3 次元モデルを用いた応答解析手法による耐震評価を実施し、得られた結果について報告する。

キーワード：耐震評価，応力評価，原子炉建屋，3 次元建屋モデル，多入力法

1. 緒言

本研究は、原子力施設の機器・配管等の耐震裕度評価に資するため、原子力施設機器の耐震評価手法の違いが評価結果に及ぼす影響を調査することを目的とする。入力地震動は、茨城県大洗地区を対象に作成した最大加速度 700～1100 ガルの 200 波の入力地震動[1]のうちの 1 波（最大加速度 1040 ガル）を選定した。床応答スペクトルを用いる従来法、多入力法、および、3 次元モデルを用いた応答解析手法（詳細法）により得られた解析結果を用いて応力評価を実施し、これらの手法による評価結果の違いを調査した結果について報告する[2]。

2. 耐震評価手法の違いによる結果影響調査

2-1. 対象施設

モデルプラントの主要機器・配管等を対象とする耐震評価を実施した。ここでは冷却系機器に対して得られた結果を報告する。

2-2. 耐震評価手法概要

対象機器・配管の応力評価を実施するにあたり採用した３手法では、以下のような入力により着目部位の応力を評価した。まず、従来法では、対象機器の支持部の入力となる床応答スペクトル（建屋質点系モデルの解析結果から得られる床応答スペクトル）を包絡しかつ 10%拡幅したスペクトルを用いた。多入力法では同じく支持部へ建屋質点系モデルの地震応答解析結果から得られる時刻歴波形を直接入力した。詳細法では、今回対象とする主要機器・配管等を含む建屋３次元モデルの地震応答解析結果から直接求めた。各手法により得られた応力評価結果を図-1 に示す。

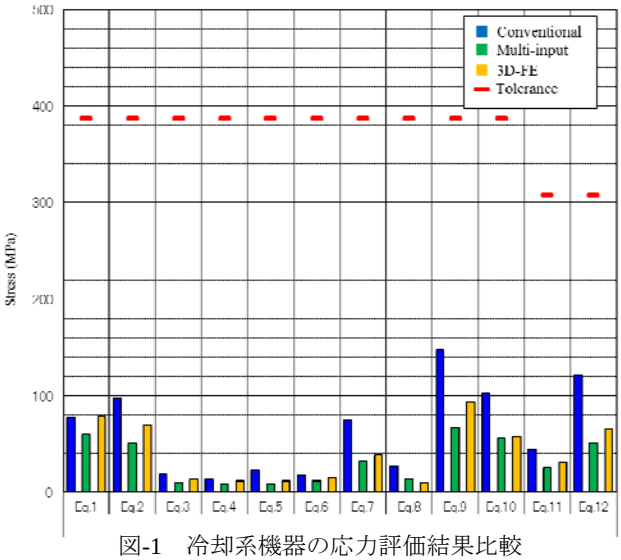


図-1　冷却系機器の応力評価結果比較

3. 結論

特定の地震動に対してモデルプラントの冷却系機器の応力評価を実施した結果、いずれも許容応力度に対して大きな余裕度を有しており、また、多入力法および詳細法による応力値は従来法の応力値の約半分の値となることを確認した。今後は多様な入力地震動に対して同様の評価を実施する予定である。

参考文献

[1] A. Nishida, et al., Nuclear Engineering and Design 295 (2015) 875–886
[2] A. Nishida, et al., Proc. of PVP2015, 45913 (2015)

*Akemi Nishida[1], Kazuhiko Iigaki[1] and Kazuhiro Sawa[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

環境放射線データの多変量解析のための詳細度制御

LoD Control of Radioactivity Measurement Map for Multivariable Data Analyses

*宮村(中村)　浩子[1]，高橋 成雄[2]，井戸村 泰宏[1]，武宮 博[1]
[1]原子力機構，[2]会津大学

福島県および隣接する都道府県で測定した環境放射線量と標高値双方の特徴を保持しながらデータサイズを調整する適応的可視化アプローチを提案する．

キーワード：可視化，環境放射線，標高，微分トポロジー，詳細度制御

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所の事故以降，広範囲にわたって測定している環境放射線データは視覚的に提示することが有効である．しかし，データの膨大化は情報の相殺や可視化処理時間の長大化を引き起こす．この問題の解決のために，本研究では有用な情報を残しながら全体の可視化要素を削減する手法を提案する．この時，微分トポロジー解析によって得た空間線量分布と標高値分布双方の特徴を保持しながらデータを削減する．

2. 提案手法

数値分布に対して微分トポロジー解析を実施し，特徴点群を取得し，この点群を保持しながら可視化要素を削減する．具体的には，1)地形格子データを三角形メッシュ化し，頂点に空間線量と標高値を付与，2)空間線量，標高値の双方の微分トポロジー特異点を抽出，3)特異点に重みを付けて，近傍の変化率が小さい頂点を削除するデシメーションアルゴリズムを適用する．

3. 結果・考察

福島県および隣接する都道府県で航空機サーベイによって得られた環境放射線データに適用する．計測点は 218, 892 点である（図 1 左）．微分トポロジー解析による特異点と，近傍の変化率による特徴を考慮して頂点数を 15, 724 点に削減した（図 1 右）．

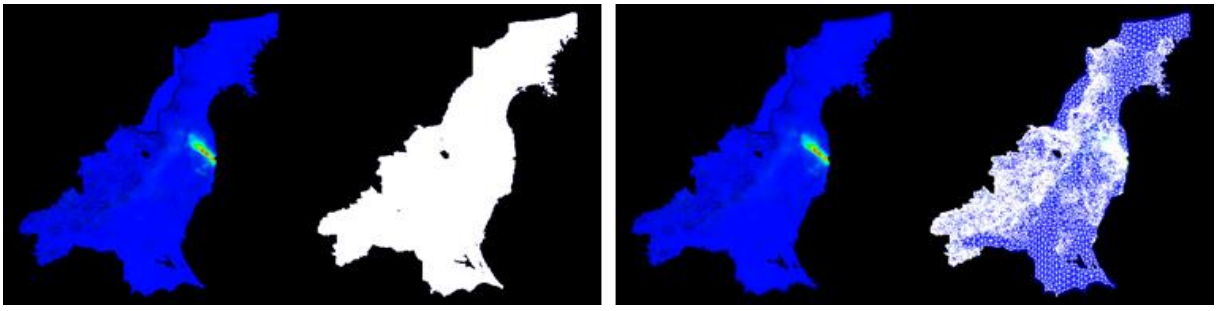


図 1 福島県および隣接都道府県の航空機サーベイデータマップ(色:空間線量，高さ:標高値)とメッシュ表示；左:計測データ，頂点数 218,892，右:特異点考慮した詳細度制御，頂点数 15,724

参考文献

[1] Schroeder, W. J., Zarge, J. A., and Lorensen, W. E., Decimation of Triangle Meshes, Computer Graphics (In *Proc. SIGGRAPH '92*, Chicago), Vol. 26, No. 2, pp. 65-70, 1992.

* Hiroko Nakamura Miyamura[1], Shigeo Takahashi[2], Yasuhiro Idomura[1], Hiroshi Takemiya[1],
[1] Japan Atomic Energy Agency, [2] The University of Aizu

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 307-1. Computational Science and Engineering

[1B13-17] Numerical simulation on the thermal hydraulics

Chair: Norihiro Nakajima (JAEA)

Sat. Mar 26, 2016 4:05 PM - 5:25 PM Room B (Lecture Rooms B B101)

[1B13] Development of Multiscale Numerical Simulation Method for Thermal Transient Phenomena of Sodium-cooled Fast Reactor

＊Masaaki Tanaka[1], Tomoyuki Hiyama[1], Satoshi Murakami[2], Norihiro Doda[1], Hiroyuki Ohshima[1] （1.JAEA, 2.NDD）

4:05 PM - 4:20 PM

[1B14] Water Spreading on Floor by Explicit Moving Particle Simulation Method

＊Zidi Wang[1], Tiangang Zhang[1], Kohei Murotani[1], Kazuya Shibata[1], Seiichi Koshizuka[1] （1.University of Tokyo）

4:20 PM - 4:35 PM

[1B15] Three-dimensional Flooding Analysis in the Turbine Building of Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station by the Tsunami of Great East Japan Earthquake Using Particle Method

＊Yasutoshi Nannichi[1], Kohei Murotani[1], Seiichi Koshizuka[1], Eiichi Nagai[2], Toshimitsu Fujisawa[2], Akira Anju[3] （1.The University of Tokyo, 2.Prometech, 3.KKE）

4:35 PM - 4:50 PM

[1B16] Thermal hydraulics modeling on core melting in severe accidents

＊Kazuya Takabatake[1], DIMITRIOS PAVLIDIS[2], CHRISTOPHER PAIN[2], Mikio Sakai[1] （1.Tokyo Univ., 2.Imperial College London）

4:50 PM - 5:05 PM

[1B17] Relationship between apparent viscosity and slurry structure in a vitrification process

＊Hiroyuki Araki[1], Mikio Sakai[2], Midori Uchiyama[3], Hiroaki Fujiwara[3] （1.School of Engineering, UTokyo, 2.UTokyo, 3.IHI Corporation）

5:05 PM - 5:20 PM

©Atomic Energy Society of Japan

マルチスケール解析によるナトリウム冷却高速炉の熱過渡現象評価手法の整備 （１）解析手法整備の概要

Development of Multiscale Numerical Simulation Method
for Thermal Transient Phenomena of Sodium-Cooled Fast Reactors
(1) Outline of Simulation Method Development

*田中　正暁[1]、檜山　智之[1]、村上　諭[2]、堂田　哲広[1]、大島　宏之[1]
[1]原子力機構，[2]エヌデーデー

ナトリウム冷却高速炉の更なる安全性強化の観点から、熱過渡現象評価手法の高度化を目的として、複数の解析コードを連携させ、プラント全体挙動から、炉上部プレナム等の多次元熱流動現象評価、さらに局所的な構造健全性評価を対象とする解析評価手法を整備する。本報では、その整備概要について報告する。

キーワード：マルチスケール解析、1D-3D コードカップリング、熱過渡現象、ナトリウム冷却高速炉

1. はじめに　原子炉プラントの起動、停止、出力変更、また、緊急時の原子炉停止の際には、そのプラント冷却系の運転操作に応じて配管内の通過流量及び温度は各部で過渡的に変化するとともに、原子炉容器内の上下プレナム部等では温度差のある冷却材流入により、温度成層化や異温度流体混合により温度変動が発生する。この流体温度変動が構造材表面に伝達すると、構造材に熱応力変動が生じ、周波数成分や温度変動幅によっては、熱疲労による構造破損に発展する可能性がある。このため、プラント過渡時の構造健全性評価は原子炉プラントの設計成立性を確認する上で重要な課題である。これまで、1 次元プラント動特性解析コードによる解析結果や設計情報から温度変化を設定して保守側となる評価が行われてきたが、近年の計算機能力及び計算技術の発達により、課題であった炉上部プレナム内での多次元熱流動現象による冷却材の輸送遅れの考慮や、局所領域の解析詳細化等への対応が可能となりつつある。これら課題に対して解析手法の高度化を図ることにより、評価精度の向上を通じて、更なるプラント運用の適正化や設備対応の合理化などが期待できる。

2. 連携解析手法整備計画　本研究では、プラント全体挙動を扱うシステムスケールから、炉上部プレナム等での多次元熱流動現象を考慮するコンポーネントスケール、さらに構造健全性評価が必要な局所スケールまでを扱う解析評価手法を整備し、設計検討に資する解析評価ツールを構築する。具体的には、1 次元プラント動特性解析コード（Super-COPD）[1]をベースとして、炉上部プレナム等に多次元解析コードを適用して連携解析を行う。まず、プラント熱過渡現象の代表事例としてプレナム内に発生する温度成層化現象を対象に汎用熱流動解析コード（AQUA）[2]との連携解析手法を構築する。次に、別途整備している炉上部プレナム部と評価対象である局所スケールとの連携解析手法[3]を結合し、最終的にはシステムスケールから局所スケールまでの一連の解析評価手法として整備していく。

3. 検証問題の選定　表 1 に検証問題として選定した代表的な試験例を示す。TALL-3D は解析コードの連携手法開発に必要な検証データ取得を目的とした試験である。PLANDTL-DHX は、原子炉容器、1 次冷却系、中間熱交換器、2 次冷却系、崩壊熱除去系を模擬した定常／過渡試験データが取得されているナトリウム試験である。EBR-II および MONJU は、共に IAEA ベンチマーク解析問題として取り上げられ、実炉の試験データによる総合効果試験として重要な例題である。この他、多数存在するプレナム内の温度成層化現象を対象とした水およびナトリウム試験を整理して検証問題として設定していく。

3. おわりに　複数の解析コードを連携させシステムスケールから局所スケールまでを対象とするナトリウム冷却高速炉の熱過渡現象評価手法の整備計画とその概要について報告した。今後、温度成層化現象を対象とする個々の試験解析を通じて連携解析手法の整備を進めていく。

表 1　本解析手法整備に対する代表的な検証例題

Tests	Outlines	References
TALL-3D	Lead-bismuth, Natural circulation	ICONE20-POWER2012-54872 (2012)
PLANDTL-DHX	Sodium, DHX and Inter wrapper flow	Nuclear Technology, 175(3) p.628 (2011)
EBR-II	Shutdown Heat Removal Tests (SHRT)	ICAPP'12 (2012), NURETH-16_13628 (2015)
MONJU	40% power turbine trip test	IAEA-TECDOC-1754 (2014)

参考文献

[1] F. YAMADA et al., Nucl. Technol., **88**, (2014), p.292. [2] I. Maekawa, Nucl. Eng. Des., **120**, (1990), p.323.
[3] 田中, 三宅, JSME M&M2015, (2015), OS0607-343.

*Masaaki Tanaka[1], Tomoyuki Hiyama[1], Satoshi Murakami[2], Norihiro Doda[1] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NDD Corporation

Water Spreading on Floor by Explicit Moving Particle Simulation Method

*Zidi Wang[1], Tiangang Zhang[1], Kohei Murotani[1], Kazuya Shibata[1] and Seiichi Koshizuka[1]

[1]The University of Tokyo

Abstract: In order to simulate the flooding phenomenon in nuclear power plant caused by the water tank breaking, LOCA and so on, validation of water spreading on floor needs to be studied. In this paper, the Explicit Moving Particle Simulation method is employed to analyze water spreading on floor. The simulation results, especially the leading edge behaviors, are compared with the experimental data. Besides, convergence of the particle sizes is investigated. Additionally, simulation with the polygon wall boundary model is also presented in this study.

Keywords: numerical simulation, water spreading, moving particle simulation, explicit method

1. Introduction

Water tank breaking, LOCA etc. would cause the flooding in the nuclear power plant, which is very important for the safety. Unfortunately few research has been carried out due to lacking of effective research approach. The Explicit Moving Particle Simulation method[1] is one of the particle methods in which large deformation of free surfaces can be easily simulated. Besides, the pressure field is calculated explicitly and massively parallel computing can be applied in EMPS method.

2. Comparison of calculation and experiment results

Water spreading on a floor is calculated by EMPS. The geometry is depicted in Fig.1. Fig.2 presents the calculated results with different particle sizes as well as the experimental data in Ref.2. The leading edge speed of the experiment is slower than that of the calculations due to the friction between fluid and wall. In addition, with the decreasing of the particle size, the leading edge speed becomes faster but the convergence trend is clear.

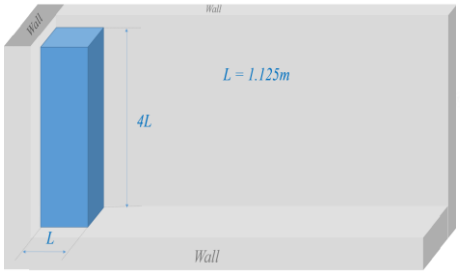


Figure 1. Geometry of collapse of water column

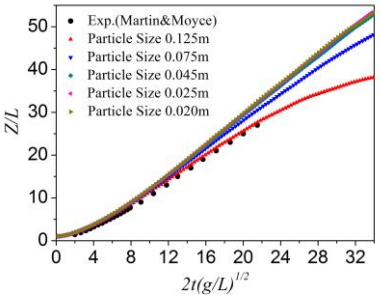


Figure 2. Motion of leading edge

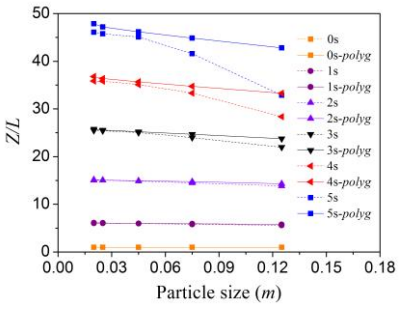


Figure 3. Convergence of particle sizes

3. Polygon wall boundary calculation

In this part, the polygon wall boundary model[3] is applied to compare with the particle wall boundary model. Fig.3 shows the convergence of the particle sizes. Obviously, it can be seen from the comparison that the leading edge speed using the polygon boundary is better than that using the particle boundary especially when the particle size is large.

4. Conclusion

Water spreading on a floor has been simulated by EMPS method. Validation of water spreading process by EMPS is carried out. The leading edge speed is sensitive to the particle sizes while the convergence trend is obvious. Besides, a relatively more practical leading edge speed is achieved by the polygon wall boundary model.

References

[1] 大地雅俊, 越塚誠一, 酒井幹夫. "自由表面流れ解析のための MPS 陽的アルゴリズムの開発." 日本計算工学会論文集. Paper No.20100013 (2010).

[2] Martin, J. C., and W. J. Moyce. "Part IV. An experimental study of the collapse of liquid columns on a rigid horizontal plane." *Philos. Trans. R. Soc. London Ser. A*, 244.882 (1952): 312-324.

[3] Zhang, T, et al. "Improved wall weight function with polygon boundary in moving particle semi-implicit method." 日本計算工学会論文集 Paper No.20150012 (2015).

粒子法を用いた東日本大震災の津波による福島第一原子力発電所 1 号機タービン建屋内の 3 次元浸水解析

Three-dimensional Flooding Analysis in the Turbine Building of Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station by the Tsunami of Great East Japan Earthquake Using Particle Method

*南日 泰俊[1]，室谷 浩平[1]，越塚 誠一[1]，永井 英一[2]，藤澤 智光[2]，安重 晃[3]
[1]東京大学，[2]プロメテック，[3]構造計画研究所

東日本大震災の津波による福島第一原子力発電所 1 号機のタービン建屋内の 3 次元浸水解析を行う。

キーワード：MPS 法、津波、福島第一原子力発電所、タービン建屋、建屋内浸水

1. 緒言

本研究では、粒子法の一種である MPS 陽解法を用いて、単純な形状の堰およびゲートからの流出の解析を行った。次に、東日本大震災の津波による福島第一原子力発電所 1 号機のタービン建屋内の 3 次元浸水解析を行った。タービン建屋の 1 階および地下 1 階の構造を模擬した。流入境界条件には、津波波源からの 2 次元解析および福島第一原子力発電所全体の 3 次元浸水解析の結果を用いた。[1][2]

2. 解析結果・考察

MPS 陽解法を用いたタービン建屋内の 3 次元浸水解析は、粒子サイズは 0.2m としてモデル化し、東京大学情報基盤センターの FX10 を用いて行った。図 1,2,3 はその解析結果であり、図 1 が建屋を斜め上から見たもので、図 2 が建屋の一階、図 3 が建屋の地下一階部分を表している。遡上してきた海水が大物搬入口付近に到達してから 40 秒後に、大扉へかかる水圧のピークを迎える。本研究では、この時刻に大扉の破損を仮定し、そこから海水がタービン建屋に浸入する。大扉の近くの地上 1 階にある電源盤の被水によって、A系およびB系の非常用電源は直ちに喪失すると考えられる。その後、通路や階段を経由して地下 1 階の非常用ディーゼル発電機室に海水が達する。

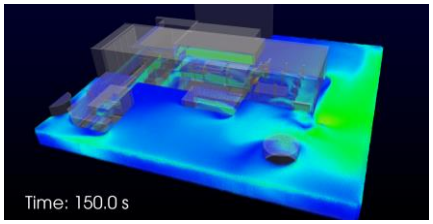


図 1 建屋解析結果全体図

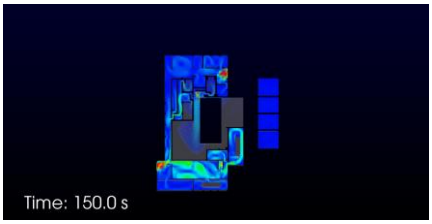


図 2 建屋解析結果(一階)

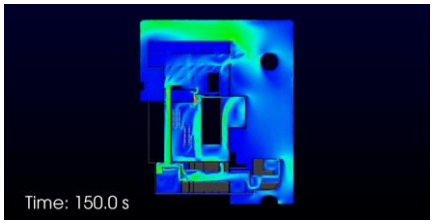


図 3 建屋解析結果(地下一階)

3. 結言

MPS 陽解法の大規模並列計算が実現できるようになり、福島第一の建屋浸水の過程を再現できるようになった。今後は、本研究で開発した津波浸水解析スキームを用いて、様々な沿岸構造物の浸水時における評価に役立てる。

参考文献

[1] 室谷浩平, 越塚誠一, 永井英一, 藤澤智光, 安重晃, "東日本大震災による津波を模擬した福島第一原子力発電所 1 号機タービン建屋の浸水解析”，日本原子力学会 2015 年春の年会，日立, March 20-22, 2015, I15, p.343

[2] K. Murotani, S. Koshizuka, T. Tamai, K. Shibata, N. Mitsume, S. Yoshimura, S. Tanaka, K. Hasegawa, E. Nagai and T. Fujisawa, "Development of Hierarchical Domain Decomposition Explicit MPS Method and Application to Large-scale Tsunami Analysis with Floating Objects," J. of Advanced Simulation in Science and Engineering 1(1), 16-35 (2014).

---

*Yasutoshi Nannichi [1], Kohei Murotani [1], Seiichi Koshizuka [1], Eiichi Nagai [2], Toshimitsu Fujisawa [2] and Akira Anju [3]
[1]Tokyo Univ., [2] Prometech, [3] KKE

シビアアクシデントにおける炉内溶融のための伝熱・流動現象のモデリング

Thermal hydraulics modeling on core melting in severe accidents

*高畑 和弥[1], Pavldis Dimitrios[2], Pain Christopher[2], 酒井 幹夫[1]

[1]東京大学大学院工学系研究科

[2]Imperial College London

炉心損傷事故のようなシビアアクシデントは高温・高放射線量という過酷な環境下で起こるため、直接的なアプローチでの原因解明は非常にリスクが高く困難である。本研究ではラグランジュ的手法の一つであるＭＰＳ法を用いて炉内溶融現象のための伝熱・流動現象のモデリング手法を開発した。

キーワード：Heat transfer, Simulation, Core melting

１緒言

シビアアクシデントの解析において、固相から液相への相変化は自由液面の大変形を伴うため既存の手法では解析が困難であった。ラグランジュ的手法は自由液面の模擬に優れるが、伝熱問題における境界条件はディリクレ境界条件に限られていた。本研究ではＭＰＳ法におけるノイマン境界条件の定義手法を開発し、溶融現象の数値解析を行った。

２数理的手法

支配方程式は連続の式、Navier-Stokes 方程式、熱伝導方程式である。本研究では圧力勾配を陽的[1]に、また高粘性流体を効率的に模擬するために粘性項を陰的に計算した[2]。

３数値解析

粒子を直方体に配置し、熱伝導率など物性値を上下で変えた。輻射による伝熱として表面粒子にはノイマン境界条件を、底面には融点より低い温度でディリクレ境界条件を設定した。**Fig. 1** に示すように、輻射伝熱によって上部から溶融が始まり側壁を伝って流れたのち、底面で再凝固している様子が確認できた。

４結論

本手法を用いることで表面粒子にノイマン境界条件として輻射伝熱を直接定義できるようになり、複数の物質が混ざり合った状態での溶融現象を模擬できた。形状の変化に応じて動的に境界条件を定義できるため、既存の手法では困難であった輻射による溶融現象をＭＰＳ法によって模擬できるようになった。

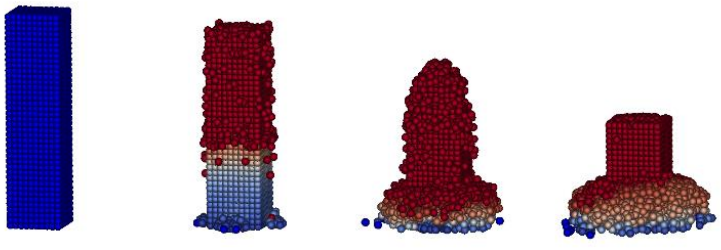


Fig. 1 輻射伝熱による溶融と再凝固のシミュレーション

参考文献

[1] Y. Yamada, M. Sakai, Powder Technol. 239 (2013) 105-114

[2] X. Sun, et al., Nucl. Eng. Des. 248 (2012) 14-21

*Kazuya Takabatake[1], Pavldis Dimitrios[2], Pain Christopher[2], Mikio Sakai[1]

The University of Tokyo[1], Imperial College London[2]

溶融ガラス中の白金族粒子の分散・凝集状態と見かけ粘度の関係

Relationship between apparent viscosity and slurry structure in a vitrification process

*荒木　裕行[1]，酒井　幹夫[2]，内山　翠[3]，藤原　寛明[3]

[1]東大院工，[2]東大工,[3]株式会社 IHI

使用済核燃料の再処理過程で使用されるガラス溶融炉では、炉の安定性を保つため白金族粒子を含む溶融ガラスのレオロジー特性を把握することが重要である。本研究では、凝集・分散状態の溶融ガラススラリーに関して、DEM-DNS 法を用いた数値解析を行い、そのレオロジー特性の比較を試みた。

キーワード：白金族粒子、ガラス溶融炉、レオロジー、DEM-DNS 法

1. 緒言

これまで、白金族粒子を含む溶融ガラスのレオロジー特性に関する研究が行われ、shear thinning の挙動を示す報告がなされている[1]。しかしながら白金族粒子スラリーの構造変化と shear thinning の関係については明らかにされていなかった。数値解析は shear thinning の原因を把握する有効なツールであると期待されている。本研究では、白金族粒子凝集スラリーの構造変化が見かけ粘度に与える影響について、DEMーDNS 法を用いた数値解析を行い、分散状態と比較しながら考察することを試みた。

2. 数値解析

2-1. 数値解析手法

本研究では、Discrete Element Method (DEM)に直接計算（DNS）を連成させた DEM-DNS 法を用いた。

2-2. 数値解析結果

分散状態においては見かけ粘度がずり速度に依存しないことが確認された。一方、凝集状態においては、Fig. 2 に示されるように見かけ粘度の shear thinning が観察された。またずり速度の増大とともに凝集体の構造破壊が顕著に観察された。以上より、凝集体の構造破壊による見かけ粘度への影響が観察され、凝集体構造をもつ白金族粒子を含む溶融ガラススラリーの shear thinning を確認することができた。

3. 結論

白金族粒子を含む溶融ガラススラリーの見かけ粘度は、分散状態においてはニュートン流体となり、また凝集状態においては非ニュートン流体となることが示された。このことから、白金族粒子は、溶融ガラス内で凝集構造を形成していることが予想され、したがって先行研究で報告されてきた shear thinning が、凝集体の構造変化に起因するものであることが、本研究の数値解析により初めて示された。

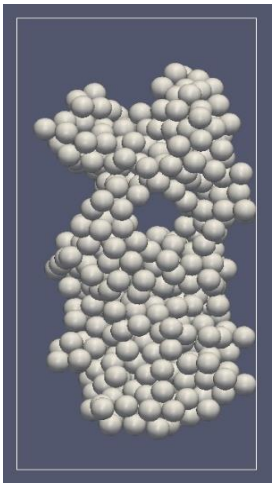


Fig. 1 Initial condition

Fig. 2　Relation between shear rate and relative viscosity.

参考文献

[1] Uruga et al., *Journal of Nuclear Materials*, (2014).

*Hiroyuki Araki[1], Mikio Sakai[2], Midori Uchiyama[3], Hiroaki Fujiwara[3]

[1]School of Engineering, UTokyo., [2]UTokyo, [3]IHI Corporation.

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

[1C01-07] Two-Phase Flow and Phase Change 1

Chair: Masahiro Furuya (CRIEPI)

Sat. Mar 26, 2016 10:10 AM - 12:00 PM Room C (Lecture Rooms B B103)

[1C01] Development of Prediction Technology of Two-Phase Flow Dynamics under Earthquake Acceleration

＊Akifumi Miyazaki[1], Yuki Kato[2,1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Hideaki Monji[1], Hiroyuki yoshida[2], Yutaka Abe[1] （1.Univ.Tsukuba, 2.JAEA）

10:10 AM - 10:25 AM

[1C02] Flow Structure of Gas-Phase Jet with Pool Scrubbing

＊Kazuki Yamamoto[1], Takaaki Goi[1], Yuki Narushima[1], Akifumi Miyazaki[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] （1.University of Tsukuba）

10:25 AM - 10:40 AM

[1C03] Behavior of suspended particles in bubbles

＊Takaaki Goi[1], Kazuki Yamamoto[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Tetsuya Kanagawa[2], Akiko Kaneko[2], Yutaka Abe[2] （1.University of Tsukuba Graduate School, 2.University of Tsukuba）

10:40 AM - 10:55 AM

[1C04] Two-phase Flow Measurement in an Upward Pipe Flow Using Wire-Mesh Sensor Technology

＊Lifang Jiao[1], Kazuyuki Takase[1], Wei Liu[1], Taku Nagatake[1], Shinichiro Uesawa[1], Hiroyuki Yoshida[1], Mitsuhiko Shibata[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:55 AM - 11:10 AM

[1C05] Study on Seawater Pool Boiling Heat Transfer

＊Shinichiro Uesawa[1], Yasuo Koizumi[1], Mitsuhiko Shibata[1], Hiroyuki Yoshida[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:10 AM - 11:25 AM

[1C06] Study on bubble nucleation behavior in subcooled flow boiling

＊Kazuhiro Kaiho[1], Kenta Tuchie[2], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1] （1.The university of electro-communications (Graduate school), 2.The university of electro-communications）

11:25 AM - 11:40 AM

[1C07] Numerical simulation of subcooled flow boiling using a particle-fluid model

＊Tomio Okawa[1], Naoki Miyano[1], Kazuhiro Kaiho[1], Koji Enoki[1] （1.The University of Electro-Communications）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

地震加速度付加時の気液二相流の詳細予測技術高度化に関する研究
（33）水平方向加振付加時における単一上昇気泡の三次元可視化計測

Development of Prediction Technology of Two-Phase Flow Dynamics under Earthquake Acceleration
(33) Three-Dimensional Measurement of a Rising Single Bubble under the Horizontal Structure Acceleration

*宮崎 彬史[1]，加藤 由幹[1]，金川 哲也[1]，金子 暁子[1]，文字 秀明[1]，吉田 啓之[2]，阿部 豊[1]
[1]筑波大学，[2]原子力機構

地震加速度付加時の気液二相流の詳細予測技術開発の一環として、加振時の矩形容器内の単一上昇気泡の三次元可視化観察結果により、単一上昇気泡の傾き角の振幅に加振周波数の影響が現れることを確認した。

キーワード：地震動，上昇気泡，可視化実験

1. 緒言

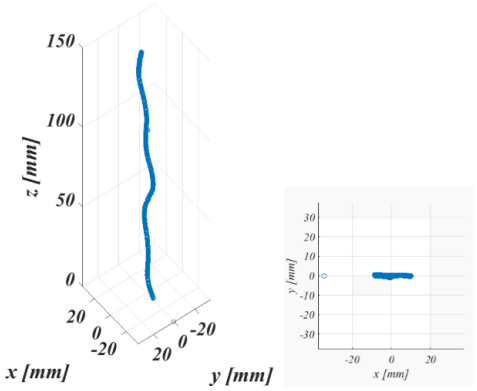
構造物が振動した際の上昇気泡の応答特性の解明を目指した可視化実験を行っている[1]。本報では、加振に対する気泡の追従性を調べるため、単一気泡挙動に着目し、気泡傾き角の振幅の加振周波数特性を評価した。

2. 実験装置及び実験条件

実験装置は既報[2]と同様であり，三次元可視化計測のために *x-z*, *y-z* 面の両面から撮影を行った。加速度は 0.4 G とし、周波数は 3、5、8、10、20 Hz の 5 条件で実験を行った。

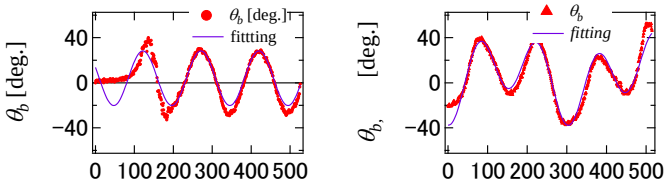
3. 結果・考察

三次元可視化計測結果を図 1 に示す。加振時において気泡は *x-z* 面内でジグザグ運動をすることが観測された。図 2 に、*x-z* 面上の気泡の傾き角 $\theta_b(t)$ の時系列変化と sin 関数によるフィッティングの結果を示す。ここで，加振時のフィッティング関数には，無加振時の周波数と加振周波数による合成波を用いた。(a)より気泡の傾き角の振幅は 6.7Hz の周波数で変化することが観測された。また(b)より，加振時の気泡傾き角の時間変化を，2 つの周波数成分の合成波で表すことができることが示された。



(a) 3-dimension (b) x-y plane

Fig.1 Bubble trajectory with oscillation(a_T = 0.4 G, f_T = 3 Hz)



(a) Without oscillation (a_T = 0 G, f_T = 0 Hz)

(b)With oscillation (a_T = 0.4 G, f_T = 3 Hz)

Fig.2 Fitting curve for bubble tilt angle

4. 結言

加振時の気泡傾き角の変化は，無加振時の周波数と加振の周波数を含むことが明らかになった。

参考文献 [1] R. Arai, et al., Proc. of ICONE22, ICONE22-30009 (2013).
[2]宮崎ら 日本原子力学会 2015 年秋の年会予稿集,C50

*Akifumi Miyazaki[1], Yuki Kato[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Hideaki Monji[1], Hiroyuki Yoshida[2], Yutaka Abe[1]
[1]Tsukuba Univ., [2]JAEA.

プールスクラビングにおける気相噴流の流動構造

Flow Structure of Gas-Phase Jet with Pool Scrubbing

*山本和輝[1]，五井隆旭[1]，成島勇気[1]，宮崎彬史[1]，金川哲也[1]，金子暁子[1]，阿部豊[1]

[1]筑波大学

原子力発電所の事故挙動解析において、プールスクラビングによる除染係数の評価するためには、その流動モデルの妥当性確認が重要である。本報告では、プールスクラビングを模擬した静止水中気相噴流の全体構造を把握することを目的とし、気相噴流をノズル出口付近から水面に至るまでの高さ毎に可視化観測した結果について述べる。

キーワード：プールスクラビング，二相流，可視化観測

1. 緒言

原子力発電所の過酷事故時においてプールスクラビング効果を評価する上で、除染の物理モデルの妥当性確認のためプールへ放出される気相中のエアロゾル挙動や、これに及ぼす気相噴流挙動の影響を定量的に評価することが求められている[1]。既存解析コードの流動モデル[2]としては、ベント管から放出された気体はまず気泡塊となり、細分化して単分散気泡となって上昇していくと想定されている。本報告では、プールスクラビングを模擬した静止水中気相噴流の全体構造を実験的に把握することを目的とし、気相噴流をノズル出口付近から水面に至るまでの高さ毎に可視化観測を行った結果について述べる。

2. 実験体系および実験条件

図 1 に示す実験装置を用いて気相噴流の流動構造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ノズル先端を 0 mm とし、高さ毎に気泡挙動の可視化観測を行った。気相はコンプレッサーからノズルを通して試験部へ放出される。試験流体は水・空気を用い、実験条件はノズル内径 3 mm、サブマージェンス 1000 mm とし、気相流量は実機相当を含む様々な条件で可視化を実施した。またノズル出口は上、下および水平方向の 3 パターンとした。

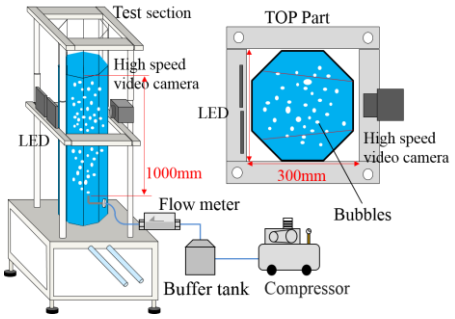


図 1 実験体系概要図

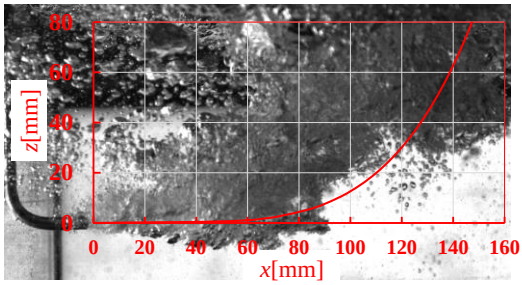


図 2 横吹き気相噴流の軌道

3. 結果及び考察

可視化結果の一例として、ノズルの気相見かけ流速 270 m/s での上昇気泡群挙動を図 2 に示し、横吹き気相噴流の軌道を図 3 に示す。(a)より、ノズルから放出された気相はジェットを形成し、気泡に分裂しながら上昇した。気相噴流軌道の実験式[3]より水平方向到達距離が定性的に一致する傾向が見られた。また、(b)よりノズルから高さ 650 mm の位置では、一様な径を持つ密集した気泡群として上昇する様子が確認された。

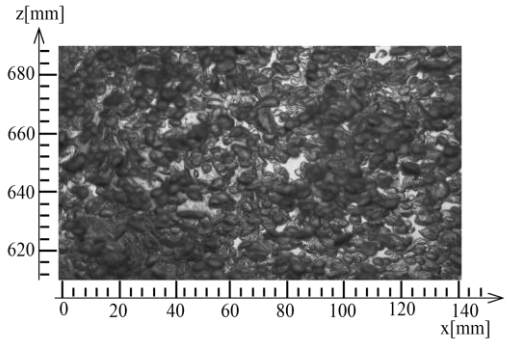


図 3 気泡上昇領域の可視化結果
(650mm 地点)

4. 結論

静止水中気相噴流の全体構造の把握を目的とし、可視化観察を行った。ノズルの気相見かけ流速 270 m/s では、放出直後の噴流はジェットを持つ構造であり、650 mm 上方では一様な径を持つ密集した上昇気泡群であることを確認した。

謝辞

本試験は平成 27 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] Goi et al., *ICONE23*, ICONE23-1699(2015).
[2] Owczarski et al., NUREG/CR-5765(1991).
[3] 橋本ら，実験力学, **8**(3)(2008).

* Kazuki Yamamoto[1], Takaaki Goi[1], Yuki Narushima[1],Akifumi Miyazaki[1],Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1]
[1]Univ. of Tsukuba

上昇気泡中の浮遊微粒子挙動

Behavior of suspended particles in bubbles

*五井 隆旭[1]，山本 和輝[1]，齋藤 慎平[1]，湯浅 朋久[1]
金川 哲也[2]，金子 暁子[2]，阿部 豊[2]
[1]筑波大学大学院，[2]筑波大学

シビアアクシデント時のスクラピンク効果を評価する上では，プール水中の上昇気泡中のエアロゾル粒子挙動を定量評価することが求められる．本報告では，粒子を含む気泡がプール水中を上昇する際の気泡内粒子の挙動の把握を目的として，可視化による観測結果を述べる．

キーワード：プールスクラビング，エアロゾル，核分裂生成物

1. 緒言

シビアアクシデント時のプール水中でのスクラビング効果を評価する上で，プール水中の上昇気泡中のエアロゾル挙動および二相流挙動の影響を定量評価することが望まれている[1,2]．本研究では，エアロゾル模擬物質を含む気泡がプール水中を上昇する際の気泡内のエアロゾル模擬物質の挙動を実験的に調べることとした．これによって，得られたデータは，現行のシビアアクシデントコード中のスクラビングによるエアロゾルの除去効果を定量評価するための物理モデルの妥当性確認および必要となる要件を明らかにする為の基礎データとして用いられる．

2. 実験体系

図 1 に示す装置を製作した．この装置には気泡の上昇と同期して，上昇する架台が設備されている．これにより，気泡内の粒子挙動を移動座標系で可視化撮影することが出来る．また高速度ビデオカメラを二台搭載し，上昇気泡挙動及び気泡中のエアロゾル挙動を，詳細可視化観察することが可能である．更に，装置下部にレーザーを設置し光学系を用いて，架台上にレーザー光をシート状に送り，上昇気泡の断面内での粒子挙動をステレオ視することを可能とした．これにより，粒子挙動を三次元的に計測することができる．今回の実験では水・空気系で実験を行いエアロゾル模擬物質として平均粒径 3 μm，疎水性の微粉末シリカ粒子（白色粉末）を用いた．

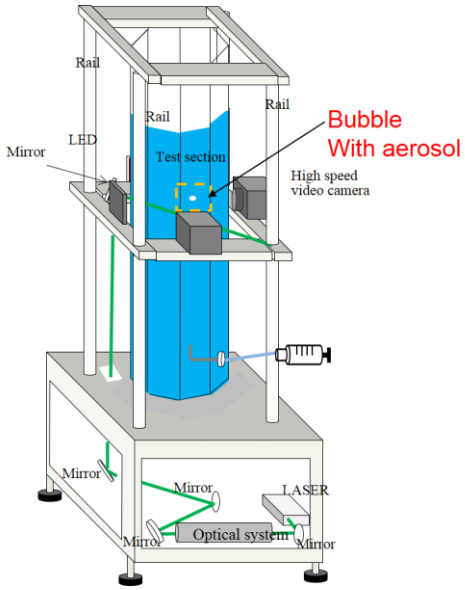


図 1 実験体系

3. 結果及び考察

本実験装置を用いて，エアロゾル模擬粒子を含んだ上昇気泡を追従撮影することによって，上昇気泡中の粒子の可視化観測を行った．図 2 に示すように上昇気泡中の粒子の個々の挙動の計測が可能であることを確認した．この結果より気泡内の粒子の PTV 計測を行った．実測では気泡中の粒子の座標を取得し，移動座標を求め個々の粒子の速度を算出すると同時に，粒子の軌跡の計測を行った．気泡中の粒子は界面形状の変化と共に，速度が著しく変化し，気泡の中央付近の粒子の方が界面付近より速く動く傾向があることを確認することができた．

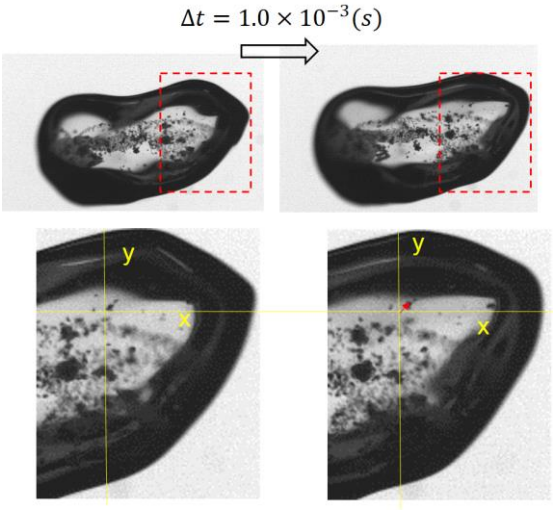


図 2 上昇気泡に含まれる粒子の実測

4. 結論

粒子を含んだ気泡を追従して撮影する装置を製作し，上昇気泡中の粒子の速度及び軌跡を計測することが可能であることを確認するとともに気泡内での粒子運動が，界面からの位置によって異なることを確認した．

謝辞

本試験は平成 27 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] Hashimoto, K. et al. (1991), pp. 740-745.
[2] Owczarski, P. C. et al. (1991), pp57-65.

*Takaaki Goi[1], Kazuki Yamamoto[1], Shimpei Saito[1], Tomohisa Yuasa[1], Tetsuya Kanagawa[2], Akiko Kaneko[2], Yutaka Abe[2]
[1]University of Tsukuba, Graduate School, [2]Univercity of Tsukuba

Two-phase Flow Measurement in an Upward Pipe Flow Using Wire-Mesh Sensor Technology

*L. JIAO[1], K. TAKASE[1], W. LIU[1], T. NAGATAKE[1], S. UESAWA[1], H. YOSHIDA[1], M. SHIBATA[1]

[1]Japan Atomic Engineering Agency

Abstract: Two sets of three layers wire-mesh sensor technology were used to measure the air/water flows development in an upward vertical pipe with the length of 4m and the inner diameter of 58mm. The intrusive effect of the WMS was also discussed in the paper.

Keywords：two-phase, pipe flow, wire mesh sensor, void fraction

1. Introduction

In Japan Atomic Energy Agency, several detailed two-phase flow analysis codes have been developed to simulate and evaluate two-phase flow characteristics in nuclear energy systems [1]. As to validate these codes, wire mesh sensor technology (WMS) is used to measure the air-water two-phase flow development in an upward pipe flow.

2. Experiments

2-1. Experimental setting

Two sets of three layers wire-mesh sensor technology was used to measure the air/water flows development in an upward vertical pipe with 4m in length and 58mm in inner diameter at separately 0.9m and 1.4m height from the air injection position.

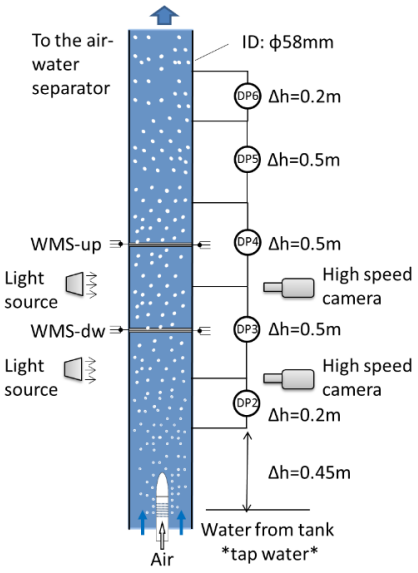


Fig. 1 the sketch of the test section

2-2. Experimental results

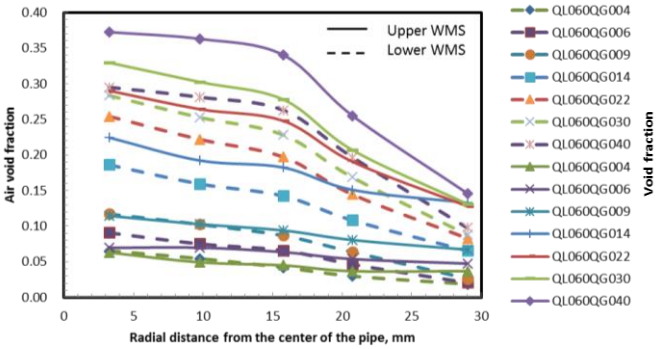


Fig. 2 Void fraction development in the flow direction

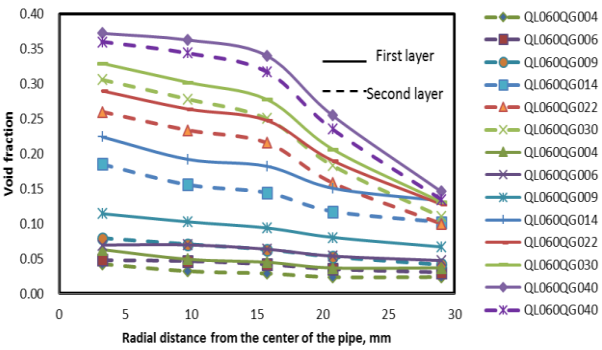


Fig. 3 The estimation of the intrusive effect of WMS

The slip flow was successfully recorded, which expressed as the increase of the time averaged void fractions in the flow direction especially in high air flow rate conditions as shown in Fig. 2. The intrusive effect is estimated by comparing the measured results of the first layer and the second layer WMS of the upper WMS setting. With the increase of the bubble size, such as slug bubbles cases, the intrusive influence can be relatively reduced.

3. Conclusion

WMS successfully measured the void fraction development in the flow direction. And the intrusive effect is estimated

References

[1] Yoshida H. et al., 2008. J. Power and Energy Systems, Vol. 2, pp. 250-261

*L. JIAO[1], K. TAKASE[1], W. LIU[1], T. NAGATAKE[1], S. UESAWA[1], H. YOSHIDA[1], M. SHIBATA[1]

[1]Japan Atomic Engineering Agency

海水プール沸騰熱伝達に関する研究
（1）伝熱面上の海水析出物の影響

Study on Seawater Pool Boiling Heat Transfer

(1) Effect of Deposited Minerals on Heat Transfer Surface

*上澤 伸一郎[1]，小泉 安郎[1]，柴田 光彦[1]，吉田 啓之[1]

[1]日本原子力研究開発機構

東京電力福島第一原子力発電所事故において海水が注入された。本研究では、伝熱面上に析出した海水成分が沸騰熱伝達に与える影響を理解するため、海水プール沸騰実験を実施した。その結果、一定の熱流束においても海水析出物は成長し、その成長に伴い、伝熱面温度が上昇することを確認した。

キーワード：プール沸騰熱伝達，海水

1. 研究目的と実験方法

1F 事故において、海水が注入されたことから、海水沸騰熱伝達の把握が必要である。特に海水は鉱物質を含むことから、海水析出物[1]の影響も考慮しなければならない。本研究では、伝熱面に銅プリント基板を用いたプール沸騰実験[2]を行い、伝熱面温度と海水析出物の成長について検証した。

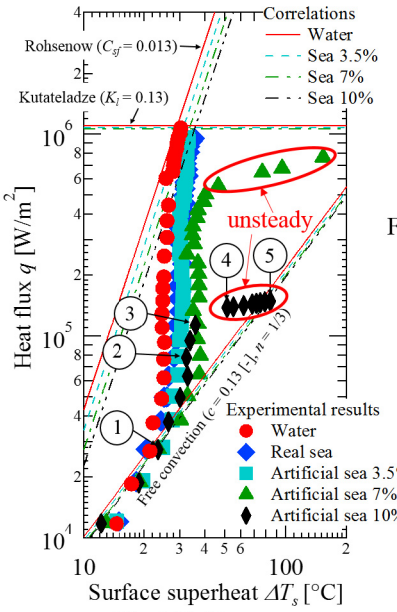


Fig. 1 Boiling curve

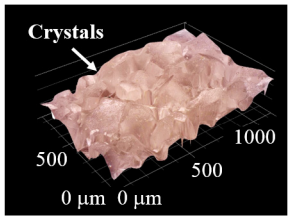


Fig. 2 Crystals on heat transfer surface (3D)

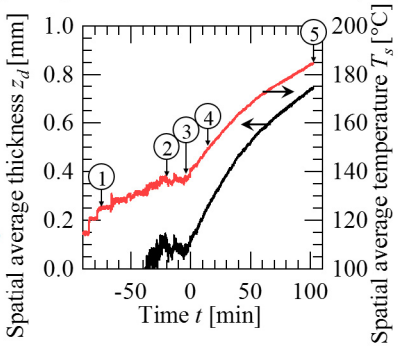


Fig. 3 Correlation of deposition thickness and surface temperature.

2. 実験結果と考察

沸騰曲線を Fig. 1 に示す。人工海水 7wt%、10wt%では、赤枠で囲んだ箇所のように、一定の熱流束であるにもかかわらず、非定常に壁面過熱度が増大した。実験終了後、伝熱面を光学顕微鏡で観察した結果、7wt%と 10wt%のみにおいて Fig. 2 のように伝熱面全面に結晶の析出を確認した。この観察から得られた局所の析出物厚さと、実験終了直前の局所伝熱面温度ならびに結晶（$CaSO_4$）の熱伝導率を用いて、1 次元のフーリエの法則より見積もられた析出物表面の面平均温度は 133℃であった。この温度は沸騰開始時の伝熱面温度よりも高いことから、析出物表面において沸騰が起きていたと考えられる。Fig. 3 は、析出物表面温度が 133℃で一定であるとして、フーリエの法則から見積もられた 10wt%海水実験時の面平均析出物厚さの時間変化である。図中の数字は、Fig. 1 の沸騰曲線上の数字のプロットと対応している。結果より、伝熱面温度が非定常になる 0 min 以降、析出物が急激に成長することがわかる。このように、濃縮された海水では、一定の熱流束においても伝熱面上の海水析出物は成長し、その成長とともに伝熱面温度は上昇する。

参考文献

[1] Goldberg, Chymia, Vol. 6, pp.162-179, 1960.

[2] Koizumi, et al., Proceedings of 9th International Conference on Boiling and Condensation Heat Transfer, No. 16136, 2015.

*Shinichiro Uesawa[1], Yasuo Koizumi[1], Mitsuhiko Shibata and Hiroyuki Yoshida[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

サブクール流動沸騰中における気泡生成挙動に関する研究

Study on bubble nucleation behavior in subcooled flow boiling

*海保 和宏[1]，土江 健太[2]，榎木 光治[1]，大川 富雄[1]
[1]電気通信大学大学院，[2]電気通信大学

サブクール沸騰中における気泡の伝熱面離脱後の挙動はボイド率への影響が大きい。本研究では高速度カメラを用いた伝熱面水平方向からの可視化試験により、気泡の伝熱面離脱速度、離脱後の軌道について調査した。

キーワード：サブクール沸騰，ボイド率，気泡離脱速度，気泡挙動

1. 緒言

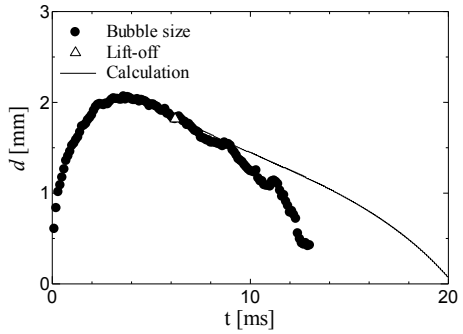
サブクール沸騰中におけるボイド率は、軽水炉内での炉心流量、燃焼度、反応度事故時の影響などを評価する上で重要である。また、気泡の生存時間はボイド率に大きな影響を与える要素の一つである。気泡は伝熱面で生成し成長すると、やがて伝熱面を離脱し凝縮するという挙動を示す。本研究では、離脱後の挙動を気泡に関する運動方程式によって導く際に重要な、伝熱面離脱速度について高速度カメラを用いた可視化試験によって各パラメータ依存性を調査した。

2. 可視化試験

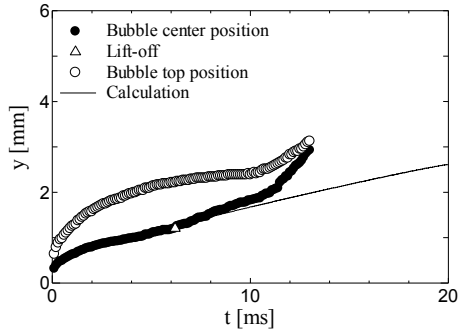
試験流路は幅 14mm 高さ 10mm の矩形流路、試験流体は水を用いており、流動方向は垂直上昇流である。可視化試験は大気圧下で行い、実験条件は熱流束 q_w=202-487[kW/m^2]、サブクール度 ΔT_{sub}=10, 30, 40[K]、質量流束 G=252-490[kg/m^{2}s]とした。撮影条件は 10000[fps]、シャッタースピード 10000[s^{-1}]である。気泡挙動は伝熱面水平方向より撮影し、気泡径、伝熱面垂直方向および流動方向重心位置の時間変化を記録した。

3. 結果および考察

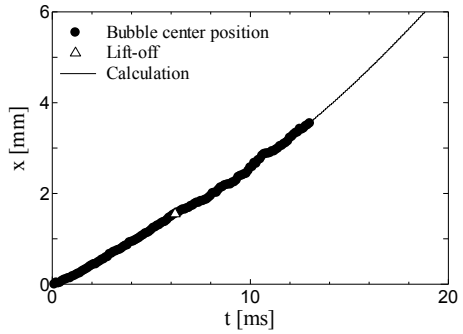
気泡径、伝熱面鉛直方向および流動方向重心位置の時間変化を図 1 に示す。気泡は成長とともに鉛直方向へ移動し、離脱後も緩やかに上昇した後、加速を伴って凝縮する。水平方向へは概ね一定速度で移動している。これらの気泡挙動を気泡に関する運動方程式[1]より予測した結果を同図に示す。水平方向の予測は良好であるが、鉛直方向の加速挙動、それが及ぼす凝縮熱伝達率への影響によって誤差を生じている。図 1(b)に示した気泡頂部の時間変化より、離脱後、気泡頂部はほとんど変化せず気泡底部が上昇していることから、成長と共に伸張した気泡が凝縮を伴いながら表面張力によって変形していることがわかる。以上より、予測精度向上には表面張力の効果を適切に含める必要がある。



(a) 気泡径



(b) 伝熱面垂直方向



(c) 流動方向

図 1 気泡径および各方向における重心位置の時間変化

謝辞

本報告は原子力規制庁からの委託「平成 26 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] Okawa et. al., Numerical Simulation of Single Bubbles Located in Turbulent Flow in Vertical Pipes Using Bubble Tracking Method, Japanese J. Multiphase Flow, Vol.15, No.2 (2001), pp.165-174.

*Kazuhiro Kaiho[1], Kenta Tuchie[2], Koji Enoki[1], Tomio Okawa[1]
[1]University of Electro-Communications (Graduate school), [2] University of Electro-Communications

粒子流体モデルを用いたサブクール沸騰の数値解析

Numerical simulation of subcooled flow boiling using a particle-fluid model

*大川 富雄，宮野 直樹，海保 和宏，榎木 光治
電気通信大学

気泡径分布などの統計情報を容易に考慮可能な粒子流体モデルを用いて、強制対流サブクール沸騰の数値解析を実施した。気泡径分布を考慮したところ、平均ボイド率の解析結果が約 2 倍増加する場合があった。

キーワード：サブクール沸騰、数値解析、粒子流体モデル、気泡追跡法、気泡径分布、ボイド率

1. 緒言

強制対流サブクール沸騰中では様々なサイズの気泡が生成されるが[1]、数値解析で気泡径の分布を考慮することは少ない。そこで、気泡径分布を容易に考慮可能な粒子流体モデル[2]を用いて解析を行い、ボイド率の解析結果に及ぼす気泡径分布の影響を、数値実験的に検討する。

2. 解析条件・結果

解析条件は、Kaiho 等の実験[1]を参考に設定した。幅 14mm、高さ 10mm の鉛直矩形流路の底部より水を流入させ、幅 14mm の壁面のうちの一方を均一加熱する。流体は水で、圧力 0.1MPa、質量流束 285 kg/m^{2}s、入口サブクール度 20.0 K、壁面熱流束 630 kW/m^2 とした。伝熱面上にランダムに配置した発泡核より気泡を生成し、伝熱面離脱時の気泡径を、(a)一定とした場合と、(b)可視化実験結果に基づいて分布を与えた場合で解析を行った。

気泡分布状況を図 1 に示す。気泡径分布を考慮した図 1(b)では、しないときの図 1(a)と比較してより様々なサイズの気泡が存在している等の相違が認められる。時間平均断面ボイド率の軸方向分布を図 2 に示す。気泡は、伝熱面離脱後に速やかに消滅したため、沸騰核の配置に起因してボイド率は振動的になっている。また、気泡径分布を考慮したことにより、平均ボイド率は約 2 倍上昇した。

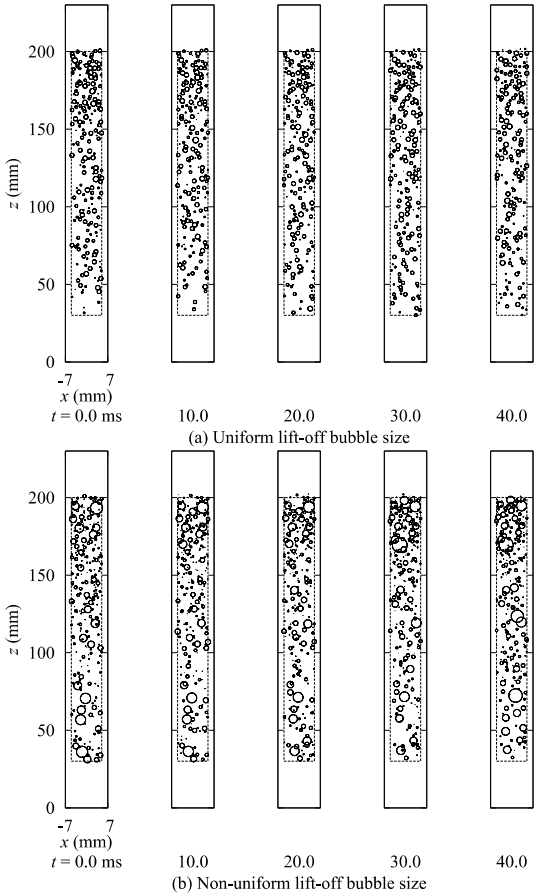


図 1　気泡分布の解析結果

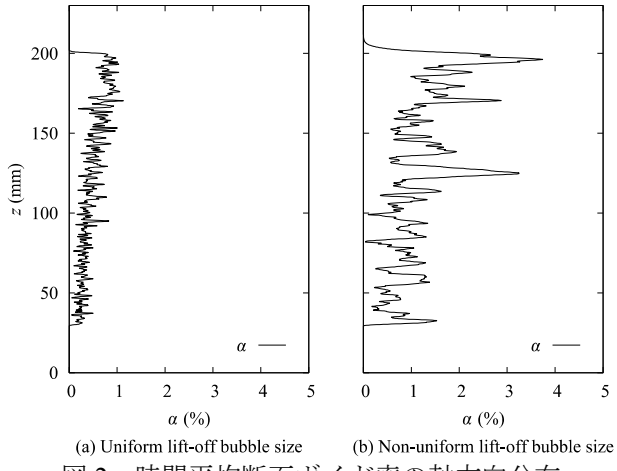


図 2　時間平均断面ボイド率の軸方向分布

3. 結論

気泡径分布を考慮すると平均ボイド率の解析結果が大きく異なる場合があることを示した。

謝辞：本報告は原子力規制庁からの委託「平成 26 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] K. Kaiho, et al. Proc. 24th Int. Conf. Nucl. Eng., ICONE24-60318 (2016). [2] T. Okawa, T., et al., Nucl. Eng. Des., 213, 183-197 (2002).

*Tomio Okawa, Naoki Miyano, Kazuhiro Kaiho, Koji Enoki
The University of Electro-Communications

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

[1C08-14] Severe Accident 1

Chair: Yoshiro Kudo (NRA)

Sat. Mar 26, 2016 2:45 PM - 4:30 PM Room C (Lecture Rooms B B103)

[1C08] Development of Numerical Simulation for Jet Break up Behavior in Complicated Structure of BWR Lower Plenum

＊Yuki Narushima[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Takayuki Suzuki[2], Hiroyuki Yoshida[2] （1.University of Tsukuba, 2.JAEA）

2:45 PM - 3:00 PM

[1C09] Development of Numerical Simulation for Jet Breakup Behavior in Complicated Structure of BWR Lower Plenum

＊Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[2], Yuki Narushima[3], Akiko Kaneko[3], Yutaka Abe[3] （1.Yamato System Engineer, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.University of Tsukuba）

3:00 PM - 3:15 PM

[1C10] Visualization Experiment of Zirconium-Steam Reaction

＊Shunsuke Uchida[1], Hide Okada[1], Masanori Naitoh[1], Yukio Hanamoto[2], Masahiro Fujikawa[3] （1.The Institute of Applied Energy, 2.Kaken, 3.Japan Broadcasting Corporation）

3:15 PM - 3:30 PM

[1C11] Visualization Experiment of Zirconium-Steam Reaction

＊Hide Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Masanori Naitoh[1], Yukio Hanamoto[2], Masahiro Fujikawa[3] （1.The Institute of Applied Energy, 2.Kaken, 3.Japan Broadcasting Corporation）

3:30 PM - 3:45 PM

[1C12] Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions

＊Masahiro Furuya[1] （1.CRIEPI）

3:45 PM - 4:00 PM

[1C13] Experiments on influences of injecting seawater and boric acid under severe accident conditions

＊Miyuki Akiba[1], Akitoshi Hotta[1] （1.Nuclear regulation authority）

4:00 PM - 4:15 PM

[1C14] Anlysis on NUPEC M-7-1 test based on GOTHIC fully distributed parameter modeling

＊Takeshi Nishimura[1], Akitoshi Hotta[1] （1.S/NRA/R）

4:15 PM - 4:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

BWR 下部プレナム複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象予測手法の開発
(12) LIF による複雑構造物内でのジェットブレイクアップ長さの評価

Development of Numerical Simulation for Jet Break up Behavior
in Complicated Structure of BWR Lower Plenum
(12) Evaluation of Jet Breakup Length in Complicated Structures using LIF Method

*成島 勇気[1]，阿部 豊[1]，金子 暁子[1]，金川 哲也[1]，鈴木貴行[2]，吉田 啓之[2]
[1]筑波大学，[2]原子力機構

BWR 炉心溶融時におけるジェットブレイクアップ長さの把握は過酷事故対策の観点から必要不可欠である。本報告では、数値解析コードの妥当性評価のため、ジェットブレイクアップ長さに関する実験データを取得すると同時に、構造物がジェットブレイクアップ長さに与える影響
について検討する。

キーワード：沸騰水型原子炉，ジェットブレイクアップ

1. 緒言

炉心溶融時におけるジェットブレイクアップ長さに及ぼす構造物の影響の把握は BWR 過酷事故対策の観点から必要不可欠である。本発表では LIF を用い、ジェット落下挙動可視化観測結果からブレイクアップ長さを評価した。

2. ブレイクアップ長さの計測

2-1. 実験条件と計測手法

本実験ではジェットにグリセリン水溶液、周囲流体にシリコンオイルを用いた。図 1 に示すようにグリセリン水溶液には蛍光染料を混入させ、BWR 下部プレナムを模擬した装置の側面からレーザーを照射し、レーザーシート断面上のジェットを可視化計測した[1]。実験は構造物がある場合と無い場合で行い、ノズル径は 5、 7 mm の 2 種類でそれぞれ 2 通りの射出流速で実験を行った。

図 2 の LIF によるジェット断面画像に示すように、ノズル部分から連続している領域の鉛直方向の長さを瞬時のブレイクアップ長さとし、ブレイクアップした時刻から射出開始 1 s までの平均値をブレイクアップ長さとした。

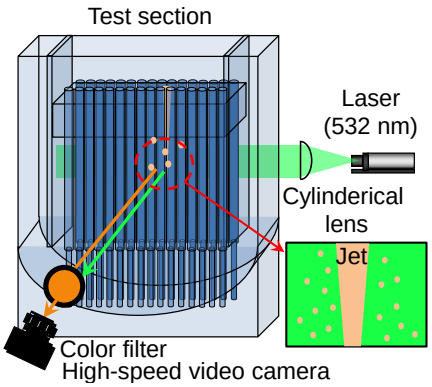


Fig. 1 Experimental apparatus

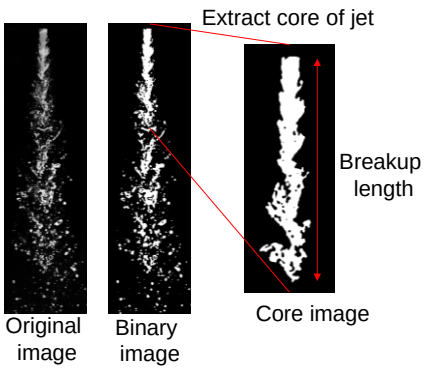


Fig 2. Measurement method of breakup length

2-2. 既存相関式との比較

図 3 に、Saito の式[2]と Epstein の式[3]、実験結果を示す。横軸は Fr 数、縦軸は無次元ブレイクアップ長さ(L^*_{brk})である。

$$Fr = u_j^2/gD_0, \quad L^*_{\mathrm{brk}} = (L_{\mathrm{brk}}/D_0)/\left(\rho_j/\rho_c\right)^{1/2}$$

ここで、uは射出流速、D_0はノズル径、gは重力加速度、L_{brk}はブレイアップ長さ、ρは密度であり、添え字 j はジェット、c は周囲流体を表す。射出条件と構造物の有無によらず、$E = 0.05$ とした Epstein の式に一致する傾向を示す。また、ノズル径が大きく構造物の影響が大きいと想定される D_0=7mm の場合、構造物によりブレイクアップ長さが長くなる傾向を示した。

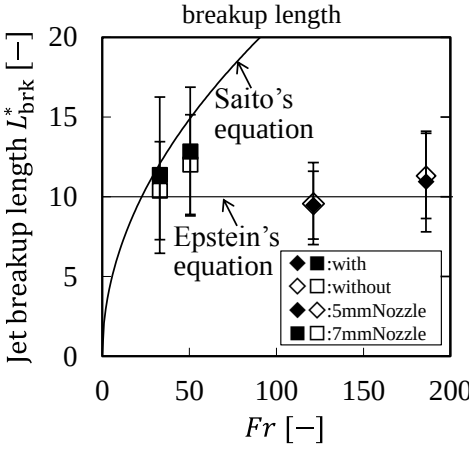


Fig. 3 Comparison between correlations and experimental results

3. 結論

複雑構造物内でのジェットブレイクアップ長さを LIF 法により計測した結果、ノズル径が大きい場合にブレイクアップ長さが長くなる傾向を示すことを確認した。また、Fr 数の広い範囲においては既存の相関式を用いて予測できる可能性を示唆した。

参考文献

[1] S. Saito et al., *Proc. NTHAS9*, #25 (2014).
[2] M. Saito, *Proc. Nat. Heat Trans. Conf.*, **3** (1988), 173.
[3] M. Epstein et al., *Trans. IChemE*, **79** (2001) 453.

*Yuki Narushima[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Takayuki Suzuki[2] and Hiroyuki Yoshida[21]
[1]Tsukuba Univ., [2]JAEA

BWR 下部プレナム複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象予測手法の開発
（13）溶融物微粒化挙動に対する空間解像度の影響

Development of Numerical Simulation for Jet Breakup Behavior
in Complicated Structure of BWR Lower Plenum
(13) Effects of Spatial Resolution on the Molten Material Atomization Behavior

*鈴木 貴行[1]，吉田 啓之[2]，成島 勇気[3]，金子 暁子[3]，阿部 豊[3]
[1]大和システムエンジニア，[2]日本原子力研究開発機構，[3]筑波大学

原子力機構では炉心溶融事故発生時における炉内状況を把握するため、溶融燃料落下挙動を評価できる解析手法を開発している。本報では、複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象に詳細二相流解析コード TPFIT を適用し、空間解像度が溶融物微粒化挙動に与える影響を評価した結果について報告する。

キーワード：BWR，ジェットブレイクアップ，界面追跡法，TPFIT

1. 緒言

福島第一原子力発電所の炉内状況を推定するためには、炉心溶融事故発生時の溶融燃料の流動挙動を評価する必要がある。溶融燃料が圧力容器下部に落下する際に形成される溶融ジェット挙動は、BWR 下部プレナムに存在する制御棒案内管等の複雑構造物の影響を受けることが予想されるため、JAEA では溶融ジェット挙動について、構造物の影響を含め評価できる解析手法を TPFIT[1]をもとに開発している。前報[2]までに、解析手法の妥当性の確認、ジェットブレイクアップ長さの検討を実施した。本報では、空間解像度が溶融物落下挙動に与える影響について報告する。

2. 解析条件

解析体系を図 1 に示す。解析対象は (x,y,z)=(58.4,58.4, 125[mm])である。解析は体形内に直径 27.5[mm]の構造物を 4 本設置した場合と構造物無しの 2 ケース実施した。ノズルより射出される作動流体の物性値はフロリナート(FC-3283)を模擬した。格子幅は前報と比較し 1/4 となる約 0.125[mm]とした。したがって、単位体積あたりの格子数は前報比 64 倍となる。

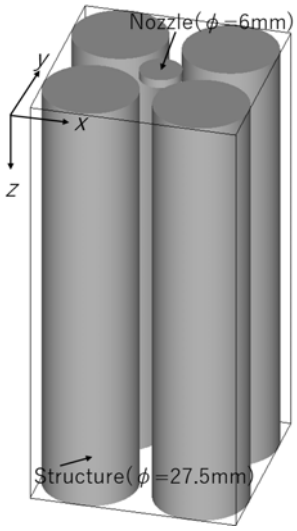


Fig.1 Computational Domain

3. 解析結果

図 2 に解析結果の一例として、構造物無しの場合の模擬溶融燃料の x-z 界面形状を前報までの解析結果と比較して示す。図より、界面形状が詳細に捉えられていることが確認できる。まだ、模擬物質の微粒化は見られないが、今後はさらに解析を進め、空間解像度が溶融物の微粒化挙動に与える影響について評価する予定である。

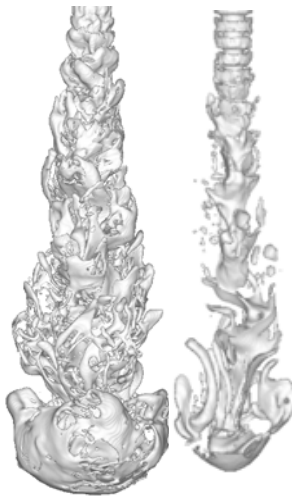


Fig.2 Analysis Results
(Left Fig.=Present study,
Right Fig.=Previous study)

参考文献

[1]吉田、日本原子力学会和文論文誌, 3,3,233(2004)
[2]吉田、日本原子力学会 2015 秋の大会 C38(2015)

*Takayuki Suzuki[1], Hiroyuki Yoshida[2], Yuki Narushima[3], Akiko Kaneko[3], Yutaka Abe[3]
[1]Yamato System Engineer, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]University of Tsukuba

ジルコニウム-水蒸気反応可視化実験
1）可視実験装置の概要

Visualization Experiment of Zirconium-Steam Reaction

(1) Outline of the equipment for visualization experiment of zirconium-steam reaction

*内田 俊介[1]　岡田 英俊[1]　内藤 正則[1]　花本行生[2]　藤川正浩[3]

[1]エネ総研，[2]化研，[3]日本放送協会

ジルコニウム合金（Zry-2）製の模擬燃料被覆管を内挿ヒータで加熱し、水蒸気と接触させ、表面状態を観察しつつ、1300℃までの高温での Zr-水蒸気反応による水素発生量を測定可能な可視化実験装置を作成した。

キーワード：ジルコニウム−水蒸気反応、酸化被膜、水素生成、可視化実験

1. 緒言

ジルコニウムと水蒸気の反応では、ジルコニウムの温度の関数としての反応速度が公開されている[1]。また、反応生成物である酸化ジルコニウムの生成により反応が阻害され、反応速度が時間とともに低下する。酸化被膜は熱膨張ほかの機械的要因などにより損傷すると、反応速度が再上昇する。本実験では、ジルコニウム合金（Zry-2）製の模擬燃料被覆管を内挿ヒータで加熱し、水蒸気と接触させ、表面状態を観察しつつ、1300℃までの高温での Zr-水蒸気反応による水素発生量を測定可能な可視化実験装置を作成し、Zr-水蒸気反応による水素発生量を測定すると共に、温度外乱による被膜損傷に基づく反応活性化の観測と水素発生量の増加の定量化を試みた。

２．可視化実験装置

実験装置の概観を**図 1** に示す。石英管とパイレックスガラスの二重管内にシリコニットヒータを挿入した Zry-2 製の模擬燃料被覆管（試験体）を設置し、試験体内部から加熱して、温度の関数として Zr-水蒸気反応による水素発生量を測定すると共に、反応時の表面状態を観察した。

３．実験装置と実験手順の適正化

実験装置を組み立てて実験開始後、いくつかのトラブルに遭遇したが、逐次対応し安定な実験が可能となった。

1) 内装ヒータと試験体管の絶縁：ヒータと試験体の接触による導通をアルミナ管の挿入で安定に抑制可能。

2) 試験体の固定：上下端の固定を緩和し、熱膨張による変形抑制により安定的に導通抑制可能・

3) 熱電対の固定：試験体表面への熱電対固定材の適正化（モリブデン）で、共晶化による試験体溶融を抑制。

図１　ジルコニウム−水反応可視化実験装置

４．結言

蒸気可視化実験装置で 1300℃までの条件で、Zr-水蒸気反応による水素発生量を連続測定ができることを確認した。

参考文献　[1] Louis Baker, Jr. and Louis C. Just, “Studies of Metal-Water Reactions at High Temperatures Ⅲ. Experimental and Theoretical Studies of The Zirconium-Water Reaction” ANL-6548. May 1962

*Shunsuke Uchida[1], Hidetoshi Okada[1], Masanori Naitoh[1], Yukio Hanamoto[2] and Masahiro Fujikawa[3]

[1]Institute of Applied Energy, [2]Kaken Inc., [3]Japan Broadcasting Co.

ジルコニウム-水蒸気反応可視化実験
2）実験結果の評価と今後の展開

Visualization Experiment of Zirconium-Steam Reaction

(2) Experimental Results and Their Application for Future Studies

＊ 岡田 英俊[1]　内田 俊介[1]　内藤 正則[1]　花本行生[2]　藤川正浩[3]

[1]エネ総研，[2]化研，[3]日本放送協会

水蒸気供給速度を制御し、ジルコニウム表面状態の連続監視、生成水素量の測定を行ない、温度スイングによる反応の活性化、水素発生量の増大を確認すると共に、試験体の破壊試験で被膜と水素発生量の相関を定量化した。

キーワード：ジルコニウム-水蒸気反応、酸化被膜、水素生成、可視化実験

1. 緒言

ジルコニウム-水蒸気反応可視化実験装置を用いて、水蒸気供給速度を制御し、ジルコニウム合金の表面状態の監視、表面温度及び生成水素量の測定を行った。

２．測定結果

実験の結果、①反応生成物である ZrO_2 の生成による放射冷却効果に基づくジルコニウム合金の表面温度の低下と反応阻害、②ZrO_2 酸化物層の安定化による反応速度の低下、③表面温度スイングによる酸化被膜の損傷と反応速度の再上昇、などを確認すると共に、上記①-③に挙動を、実験後のジルコニウム合金の表面酸化被膜の分析結果に基づいて裏付けた。**図１**に一連の実験中の温度遷移と間歇的な水蒸気添加に対応した水素発生量を示す。

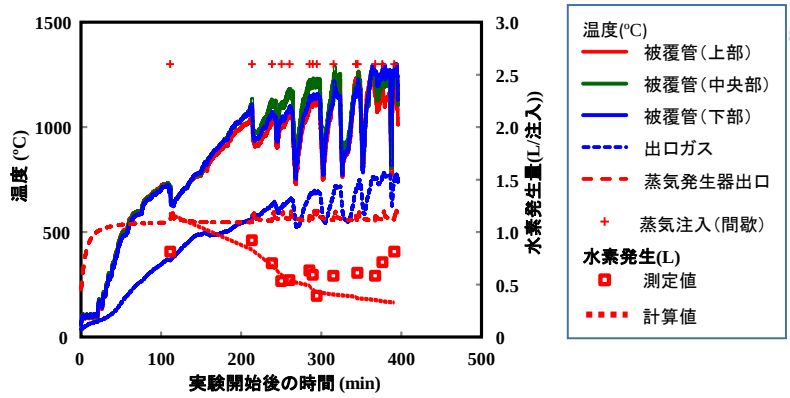


図１ 被覆管温度変化と水素発生量

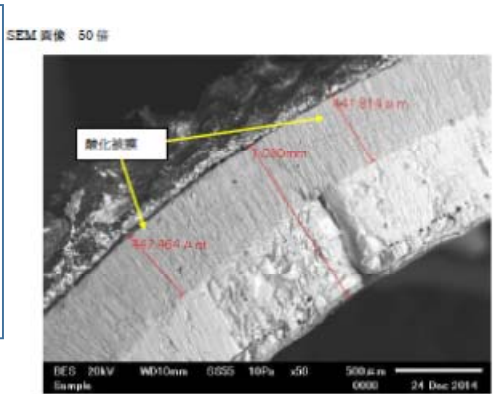


図2　実験後の試験体断面SEM像

水素発生量は、Baker-Just の式で予測される単調経時減少に対して、温度の上下に伴う酸化皮膜の損傷に由来するとみられる傾向を示した。皮膜損傷と水素生成については、さらに定量的な評価を進める。

実験後の試験体断面の SEM 像を図 2 に示す。本実験では、試験体（肉厚 1.10㎜）のうち外面より約 0.45 ㎜まで酸化被膜が形成されている。本実験での全水素発生量（0.36±0.08 mol）とジルコニウムの腐食増量から求めた酸化反応量に基づく水素発生量（0.44 mol）とは、誤差の範囲内で一致した。

３．結言

蒸気可視化実験装置で 1300℃までの条件で、Zr-水蒸気反応による水素発生量を連続測定ができることを確認した。さらに長時間の反応実験により酸化被膜の成長と破壊、そして水素発生量の相関の定量化を図る予定である。

＊ Hidetoshi Okada[1], Shunsuke Uchida[1], Masanori Naitoh[1], Yukio Hanamoto[2] and Masahiro Fujikawa[3]

[1]Institute of Applied Energy, [2]Kaken Inc., [3]Japan Broadcasting Co.

軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験
(4) 5×5 バンドル流路で沸騰濃縮された海水とホウ酸水との混合液の塩析出挙動

Experiments on Influences of Injecting Seawater and Boric Acid under Severe Accident Conditions

(4) Sea-salt and Borated-salt co-precipitation in 5x5 bundle geometry due to boiling

*古谷 正裕[1]

[1]一般財団法人 電力中央研究所

BWR の炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータを用い、海水及び海水とホウ酸水の混合液の沸騰濃縮試験を、液位と熱流束、沸騰試験時間（到達濃度）をパラメータに実施した。X 線 CT 撮影の結果、混合液では海水のみよりドライアウトに至るまでの時間が長く、析出量が少ないことが判明した。

キーワード：析出, 海水, ホウ酸水, BWR 燃料, 5×5 バンドル, 沸騰

1. 緒言　軽水炉の最終冷却源である炉心への海水注水源として、中性子吸収材であるホウ酸水を添加するアクシデントマネジメント(AM)策において、流路閉塞や伝熱劣化の影響を把握することは重要である。前報では BWR の炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータに、人工濃縮海水を注入して沸騰濃縮試験を行い、X 線 CT 撮影により析出塩の三次元分布を取得し、スペーサ狭隘部や流動沸騰が塩析出に与える影響を把握した。本報では、海水とホウ酸水との混合溶液に対して沸騰濃縮試験を行い、海水と対比してホウ酸水混入が析出挙動に与える影響を報告する。

2. 実験装置及び方法　矩形チャンネルボックス内に BWR の炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータを挿入した。ヒータの有効発熱長は 530 mm である。高さ 30 mm の丸セルスペーサを有効発熱部中心高さに挿入した。コラプスト液位が一定になるように人工海水又は人工海水とホウ酸水の混合液をダウンカマから自動注入した。人工海水は海水濃度の 2.5 倍の濃縮溶液とした。ホウ酸塩は、五ホウ酸ナトリウム十水和物を用いた。混合液は、人工海塩重量の半分を五ホウ酸ナトリウムにしてイオン交換水に溶解した。沸騰濃縮後に溶液を排出して乾燥後、バンドル試験体内に析出した塩を 6MV 加速器駆動 X 線 CT 設備で撮影した。試験パラメータのうち、熱流束 6 kW/m^2、コラプスト液位が発熱部上端(TAF)位置について報告する。

3. 実験結果及び考察　Fig. 1～3 に試験後の X 線 CT 撮影像を示す。Fig. 1 は海水中でヒータ表面温度が急上昇したドライアウト現象発生時(17 ks)である。画像解析により赤に着色した析出塩が TAF 近傍の上部で観察される。ヒータロッド間が析出物で占められたことによりドライアウトに至ったと考えられる。Fig. 2 は同じ沸騰時間での混合液中の CT 像を示す。混合液は飽和溶解度が高いため、析出塩は殆ど見られない。Fig. 3 は混合液でドライアウト現象発生時(28 ks)の CT 像である。混合溶液は加熱開始後暫くの間は析出量が少ないが、ある時刻に到達すると析出量が急速に増加し、スペーサを含め広い範囲で析出塩が観察された。海水成分の析出塩を起点にホウ酸塩が付着しやすくなるためと考えられる。

4. 結論　BWR 炉心燃料を模擬した 5×5 部分バンドルヒータを用いて塩水沸騰濃縮試験を行った。海水にホウ酸水が混合した場合、ドライアウト発生時刻は長くなり、同時刻での析出量は少ないことが明らかになった。ホウ酸水の混合により析出後は析出量が顕著に増加した。

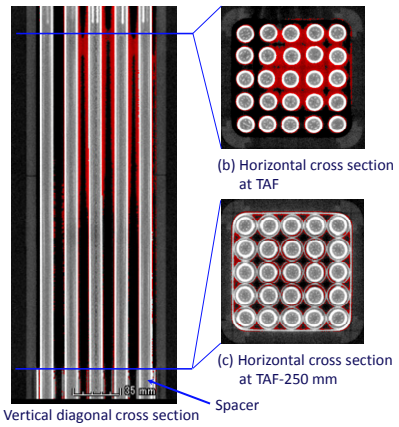


Fig. 1 Sea water at dryout (17 ks)

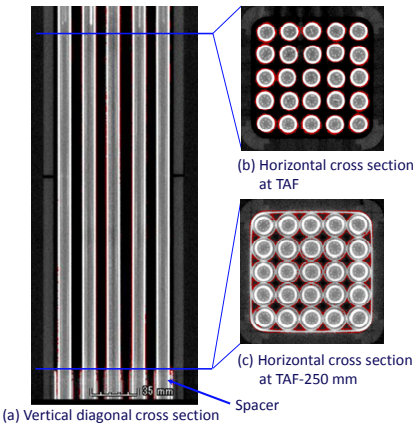


Fig. 2 Mixture solution (17 ks)

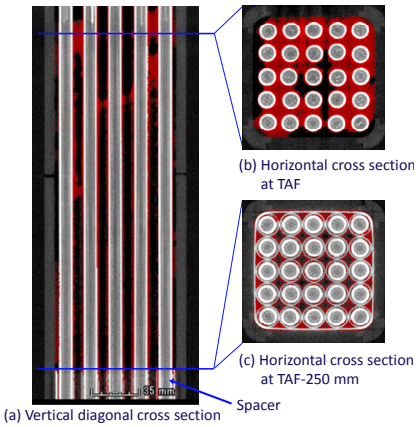


Fig. 3 Mixture solution at dryout (28 ks)

*Masahiro FURUYA[1]
[1] Central Research Institute of Electric Power Industry

本試験は平成 26 年度原子力施設等防災対策等委託費（海水及びホウ酸注入影響評価試験）事業の一部として行ったものである。

軽水炉のシビアアクシデント下の海水・ホウ酸注入時の影響に関する試験
(5)バンドル流路内における塩析出挙動の解析手法検討

Experiments on influences of injecting seawater and boric acid under severe accident conditions

(5) Method for precipitation behavior prediction in rod bundle assemblies

*秋葉　美幸，堀田　亮年

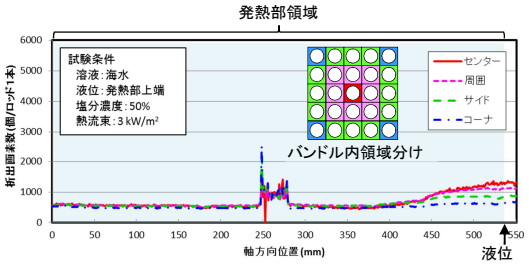
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

軽水炉の重大事故等対策で代替水源の海水注入が長期化すると、崩壊熱により、炉心や下部プレナム等、圧力容器の各所に析出物が形成され、除熱性能を劣化させる可能性がある。前報までの模擬燃料バンドルで得られた析出挙動を基に、実機予測評価につなげるためのバンドル内析出挙動の予測手法を検討した。

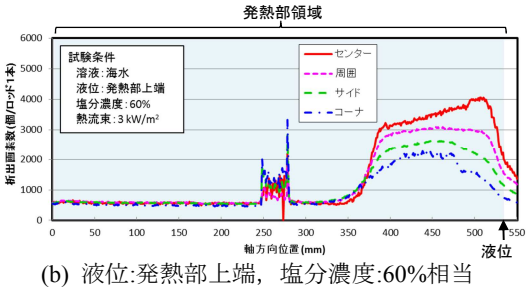
キーワード：海水注入、塩析出、Ｘ線ＣＴ撮影、３次元評価、沸騰

1. はじめに　PWR 及び BWR の重大事故対策では、海水を代替水源として位置付けている。海水注入が長期化すると、炉内での崩壊熱による蒸発によって塩分濃度が上昇し、炉心、下部プレナム等、圧力容器の各所に析出物が形成され、これらが局所的に集積し、流路狭隘部を閉塞して除熱性能を劣化させる可能性がある。そのため、前報までの短尺燃料バンドル試験を基に、実機における析出挙動を解析する手法の構築を行っている。本報告では、試験で得られた析出塩の X 線 CT 画像解析から、予測手法の検討を行った結果を報告する。

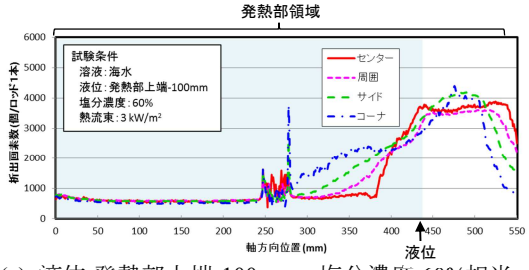
2. 試験結果の詳細分析　バンドル内流路をセンター、周囲、サイド及びコーナの４領域に分け、それぞれの析出挙動を検討した。代表的な試験ケースについて、軸方向位置による析出画素数（析出量）の変化を４領域毎に比較した結果を図 1 (a)～(c)に示す。これらの図は全て熱流束 3 kW/m^2 である。(a)はコラプスト液位（以下、液位と略す）が発熱部上端、塩分濃度が 50%相当まで加熱した状態、(b)は液位が発熱部上端、塩分濃度 60%相当まで加熱した状態の結果である。また、(c)は液位が発熱部上端-100mm、塩分濃度 60%相当の結果である。バンドル内の、センター、周囲、サイド、コーナの順で析出量が多い。これは、バンドル中央部はボイドが集まることが要因である。なお、析出物は加熱面である模擬燃料棒から成長し、非加熱面であるチャンネルボックスでは少ない。(a)及び(b)より、加熱時間が長くなり、塩分濃度が高くなるに従い、析出量は多くなっている。また、(b)では液位より低い位置、(c)では液位より高い位置でも析出が多くなっている。これは、スラグあるいはチャーン流では、液面の上下振動が発生し、設定液位の上下範囲において模擬燃料棒表面に液膜が形成されるためと考えられる。加熱面では、この液膜が蒸発し、濡れ乾きを繰り返し析出する。従って、析出はボイド率と液面の上下振動範囲に依存すると考えられる。



(a) 液位:発熱部上端，塩分濃度:50%相当



(b) 液位:発熱部上端，塩分濃度:60%相当



(c) 液位:発熱部上端-100mm，塩分濃度:60%相当

図 1 析出量の変化

3. 予測手法の検討　上記のような分析から析出挙動の解析手法を以下のように検討した。

①二相流動計算でボイド率分布と塩分濃度を算出。双方の閾値により析出判定。②塩の過飽和分を、表面集積過程の成長速度係数[1]を用いて析出させる。③析出による流路形状の変更。

①～③を繰り返し、析出量と流路形状を更新する。その際、燃料棒の表面温度も算出する。なお、液面の振動振幅等は試験結果からフィッティングする。

今後、試験データを用い解析手法ツールを完成させる。

参考文献　[1] 松岡ら，結晶成長，日本海水学会誌，第 45 巻 第 6 号, 1991.

*Miyuki Akiba, Akitoshi Hotta
S/NRA/R

分布定数モデルに基づく GOTHIC による NUPEC M-7-1 試験解析

Analysis on NUPEC M-7-1 test based on GOTHIC fully distributed parameter modeling

*西村　健，堀田　亮年
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

NUPEC 水素混合試験 (M-7-1) に対して、格納施設の水素分布評価に活用されている GOTHIC(Generation Of Thermal-Hydraulics Information for Containment)を用いて、詳細分布定数モデルに基づく解析モデルを構築し、本モデルでの空間分割や熱伝達モデルの感度を確認した。

キーワード：水素リスク評価，数値解析，GOTHIC，格納施設，シビアアクシデント

1. 緒言

GOTHIC の空間ノードの離散化は、集中定数系で平均場として扱うモデルと、有限差分法により多次元空間分割して扱う分布定数モデルが併用できる。GOTHIC の妥当性確認報告書での NUPEC 水素混合試験モデル[1]（以下「ベースモデル」という。）は、集中定数モデルを中心にドーム区画等の一部に数 10 点程度の粗い分布定数モデルを適用している。本稿では、大規模 CFD 解析への境界条件生成のために GOTHIC が適用可能であることを確認するため、ベースモデルと比べ大幅に分割数を増加した数千点規模の詳細分布定数モデルによる気体濃度分布に対する効果について検討した。

2. NUPEC 装置への GOTHIC 分布定数モデルの適用

Fig.1 に本検討で用いる解析体系を示す。NUPEC 装置のフロアごとに定義した空間ノードを、白線で示す格子面で数 10cm に分割した。灰色で示す装置内の幾何形状は、格子面の透過率や体積の多孔率により模擬した。全 13000 点程度の計算点数を 6 物理コアで並列化し、圧力方程式を共役勾配法で効率的に解いた。熱的挙動は流動に対する障害物に熱構造材を配置した。凝縮熱伝達オプションには、相変化アナロジーに基づき熱伝達率/凝縮率を計算する DLM-FM モデル、又は壁面の液膜面積に基づき熱伝達量を調整する FILM モデルの感度解析を実施した。特に DLM-FM モデルには気液各相への熱伝達量配分を定めるモデルパラメータがあるため、その感度についても確認した。なお、乱流モデルには標準 k-ε モデルを適用した。

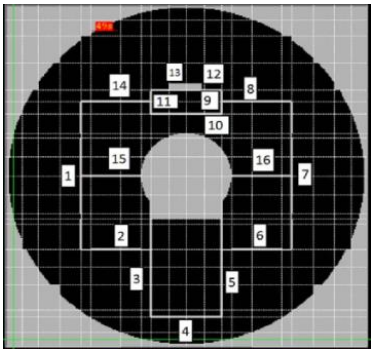


Fig.1 GOTHIC grid system

3.結果・考察

Fig.2 に FILM モデルを適用したケースでの代表点のヘリウム濃度の推移について、本解析結果、ベースモデルの解析結果[1]、実験結果[2]、について、図中ではそれぞれ「DP」、「LP」、「Exp」と識別して示す。DP と Exp の比較により、本解析体系での結果はヘリウム濃度推移を良好に予測できることを確認した。特に装置下部のヘリウム放出区画（C-8）では、DP_C-8 と LP_C-8 の比較により、空間の詳細化によりヘリウム濃度の予測精度が向上することを確認した。なお、本解析で扱った M-7-1 試験は容器下部から放出されたヘリウムがドームへ移行する間に拡散しやすいという点がある。その影響要因は移行経路の形状や乱流拡散などが挙げられるが、本検討の範囲ではそれらの影響要因が成層化のような局所性に及ぼす影響を含めた適用性の確認までは至っていない。そのため、上部区画からヘリウム放出する試験ケースについても、同様の検討を継続し、総合的に適用性を判断する。

計算時間は、試験時間に対しおよそ 120 時間程度要した。GOTHIC は二相多成分系基礎式を半陰解法により解くため CFL 条件の制約を受ける。計算時間が計算格子の増加と共に大幅に増加するため、求められる解像度に対して現実的な計算時間の範囲において解を得るための判断材料を蓄積する必要がある。

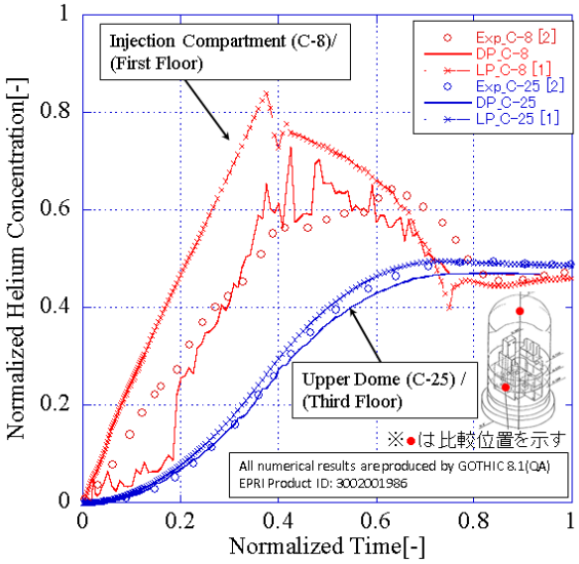


Fig. 2 Time Evolution of Helium distributions

4. 結論

本稿では分布定数モデルに基づく GOTHIC により NUPEC 水素混合試験 (M-7-1) を対象に、空間の詳細分割による気体濃度分布予測への効果について確認解析を実施した。今後、GOTHIC による境界条件を空間解像度の高い詳細 CFD 解析に与えるマルチスケール解析システムを構築し、水素混合及び水素燃焼に対する実験的知見の解釈等に活用していく予定である。

参考文献

[1]“GOTHIC Thermal Hydraulics Analysis Package Qualification Report, Version 8.1(QA)”, 2014
[2]OECD/NEA, “Final Comparison Report on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)”, 1994

*Takeshi Nishimura, Akitoshi Hotta
S/NRA/R

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

[1C15-17] Reactor System Code

Chair: Satoshi Nishimura (CRIEPI)

Sat. Mar 26, 2016 4:30 PM - 5:20 PM Room C (Lecture Rooms B B103)

[1C15] Development of thermal-hydraulic module of DONJON for BWR simulation

＊Kyohei Yoshinaga[1], Augusto Solis[2], Henrik Sjöstrand[2], Kenji Takeshita[1] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.Uppsala Univ.）

4:30 PM - 4:45 PM

[1C16] Application of the statistical method to the small break LOCA with high pressure injection failure

＊Toshihide Torige[1], Ikuo Kinoshita[1], Minoru Yamada[2] （1.INSS, 2.MHI NSENG）

4:45 PM - 5:00 PM

[1C17] Application of the statistical method to the small break LOCA with high pressure injection failure

＊Ikuo Kinoshita[1], Toshihide Torige[1], Minoru Yamada[2] （1.INSS, 2.MHI NS Engineering）

5:00 PM - 5:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

炉内挙動シミュレータ DONJON コードの BWR 解析への適用を目的とした熱流動モジュールの開発

Development of thermal-hydraulic module of DONJON for BWR simulation

*吉永 恭平[1]，Augusto Hernandez Solis[2]，Henrik Sjöstrand[2]，竹下 健二[1]
[1]東京工業大学大学院，[2]Uppsala University

PWR や，CANDU 炉の炉内解析に使用されている DRAGON(中性子輸送解析コード)、 DONJON(原子炉内解析コード)のカップリングコードの BWR への適用性を検討した。冷却材熱流動モジュールと燃料熱伝導モジュールを開発した。ベンチマーク計算により、開発したコードの有効性を評価した。

キーワード：DRAGON，DONJON，熱流動解析，熱伝導解析，BWR

1. 緒言

PWR や CANDU 炉の炉内解析を目的としてモントリオール大学で開発されている DRAGON/DONJON コードは、中性子挙動計算精度に優れている、LINUX ベースでモジュール改良が容易である、無償公開されているという特徴を持つ。本研究では DONJON コードの炉内計算モジュールに合わせ、1 次元多チャンネル冷却材熱流動解析コード、燃料棒内一次元熱伝導解析コードを開発した。さらに OECD-NEF/NRC BFBT ベンチマーク[1]による開発コードの検証を行った。

2. 計算

冷却材熱流動解析において流動場を支配する方程式、連続の式、運動量方程式、エネルギ方程式を適用し解析した。サブクール沸騰、バルク沸騰の判定にはペクレ数 Pe を用いる Saha-Zuber モデルを適用した。ボイド率の計算には Zuber-Findlay らによるドリフトフラックスモデルを採用した。

燃料棒内熱伝導解析は燃料棒径方向一次元熱伝導方程式を用いて燃料棒内の温度分布の過渡変化を計算した。径方向における発熱分布を一定に与え、燃料、被覆管における物性値は温度の関数として与えた。過渡計算にはクランクニコルソン法を用いた。

3. 結果・考察

上部ベッセル圧力と流入冷却水の流速、エンタルピー、出力情報から冷却水密度、燃料棒温度を解析した。定常(Fig.1)、過渡変化(Fig.2-4)における BFBT ベンチマークテストの結果を示す。炉内ボイド状態を再現できることが確認された。今後、冷却材ボイド効果と燃料温度をもって反応度変化を解析し、DONJON コードによる中性子拡散計算に組み込むことで、BWR 解析、原子炉燃料サイクル計算が可能となると考えられる。

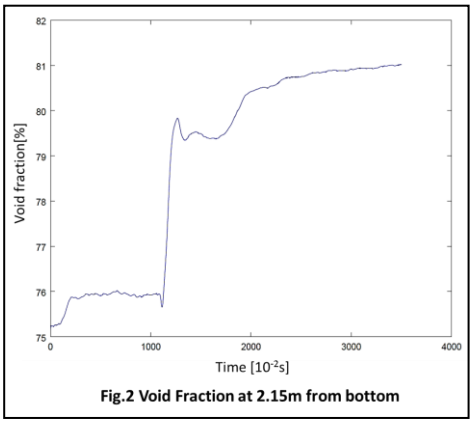


Fig.2 Void Fraction at 2.15m from bottom

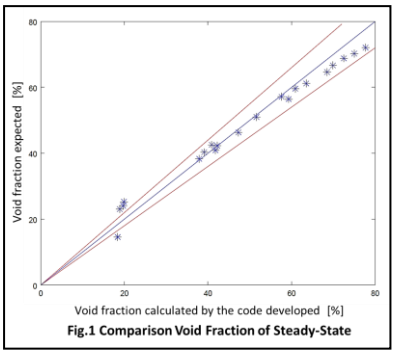


Fig.1 Comparison Void Fraction of Steady-State

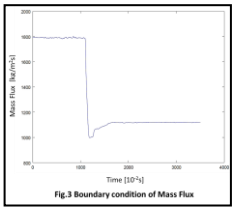


Fig.3 Boundary condition of Mass Flux

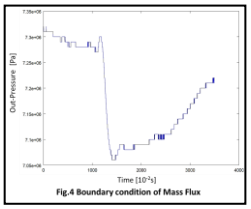


Fig.4 Boundary condition of Mass Flux

参考文献

[1] Aydogan, F., Hochreiter, L., Ivanov, K., 2007. NUPEC BWR Full-size Fine-mesh Bundle, Tests (BFBT) Benchmark.

*Kyohei Yoshinaga[1], Augusto Hernandez Solis[2], Henrik Sjöstrand[2] and Kenji Takeshita[1]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Uppsala Univ.

小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象への統計的手法の適用
（14）実機統計解析 その１

Application of the statistical method to the small break LOCA with high pressure injection failure
(14) Statistical Safety Analysis in a PWR, Part1

*鳥毛 俊秀[1]，木下 郁男[1]，山田 実[2]
[1]INSS，[2]MHI NSENG

小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象のアクシデントマネジメント（AM）策「2 次系強制冷却による低圧注入」を対象とした解析へ、日本原子力学会標準に沿った統計的安全評価手法を適用した。本報では、統計解析の前段である解析コードの適用性評価、パラメータの不確かさ定量化について研究成果を整理した。
キーワード：小破断 LOCA、統計的手法、RELAP5、PCT

1. 緒言　小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象における AM 策「2 次系強制冷却による低圧注入」に対し、日本原子力学会標準に沿った統計的手法を適用した。解析コードは RELAP5/MOD3.2 である。図 1 に示す一連の研究で、まず重要現象の特定や解析コード模擬性能の評価に着目した『解析コードの適用性評価』を行い、次にモデル不確かさの評価やスケールアップ性能の評価に着目した『パラメータの不確かさ定量化』を行った。その後、前ステップまでに得られた情報を基とした統計解析を実施し、安全評価パラメータの統計的安全評価値の決定を以って、統計的手法の適用とする。本報では、統計解析の前段である解析コードの適用性評価、パラメータの不確かさ定量化について研究成果を整理した。

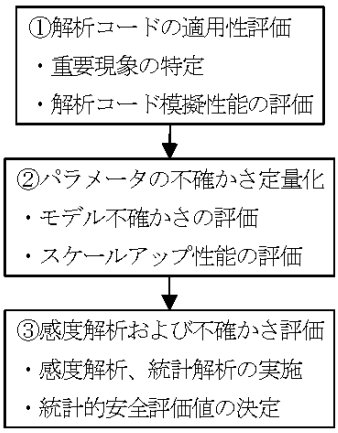


図 1　統計的安全評価手法の流れ

2. 解析コードの適用性評価　小破断 LOCA 時の評価パラメータである PCT に対して影響が大きい現象が重要現象である。社内外の専門家を交えた議論等を通じ、PIRT を作成して重要現象を選定した。また、PCT への影響度合いが不明確な現象については、RELAP5 モデルのパラメータを極端に振った感度解析により、その度合いを確認した。以上の結果、表 1 に示す現象を統計解析の際にモデル不確かさを取り扱う現象とした。これらの現象について、RELAP5 モデルおよび関連する試験を纏めた評価マトリックスを作成した。

表 1　不確かさを取り扱う現象

No.	重要現象
1	被覆管酸化
2	崩壊熱
3	被覆管変形
4	露出炉心熱伝達
5	炉心相間摩擦
6	伝熱管入口での CCFL
7	伝熱管での凝縮
8	低温側配管での水平層状化
9	ダウンカマ二相水位

3. パラメータの不確かさ定量化　作成した評価マトリックスを参考に、重要現象に係る RELAP5 モデルの不確かさを定量化した。試験条件に基づき RELAP5 モデルを直接計算できる被覆管酸化等の現象については、手計算結果を試験データと比較し定量化した。一方で、試験の流動等が複雑で RELAP5 モデルを直接計算することが困難な露出炉心熱伝達等の現象については、試験体系を模擬した解析を実施し、不確かさを定量化した。基本的に、不確かさはモデル計算値と試験データの比の度数分布として定量化しており、一例として露出炉心熱伝達に係るモデル不確かさの定量化結果を図 2 に示す。

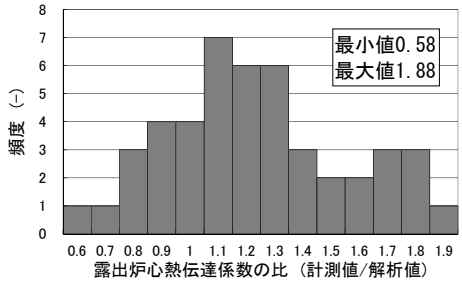


図 2　モデル不確かさの分布
（例：露出炉心熱伝達）

*Toshihide Torige[1], Ikuo Kinoshita[1] and Minoru Yamada[2]
[1]Institute of Nuclear Safety System, [2]MHI Nuclear Systems and Solution Engineering

小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象への統計的手法の適用
(15) 実機統計解析 その２

Application of the statistical method to the small break LOCA with high pressure injection failure

(15) Statistical Safety Analysis in a PWR, Part2

*木下 郁男[1]，鳥毛 俊秀[1]，山田 実[2]

[1]原子力安全システム研究所，[2] MHI ﾆｭｰｸﾘｱｼｽﾃﾑｽﾞ・ｿﾘｭｰｼｮﾝｽﾞｴﾝｼﾞﾆｱﾘﾝｸﾞ

小破断 LOCA 時 HPI 不作動事象のアクシデントマネジメント(AM)策「2 次系強制冷却による低圧注入」の信頼性向上のため、実機プラントを対象とした本 AM 策の解析に統計的安全評価手法を適用し、PCT 評価の不確かさの定量化を検討した。

キーワード：小破断 LOCA，統計的手法，RELAP5，PCT

1. 緒言　小破断 LOCA 時 HPI 不作動事象におけるアクシデントマネジメント策「2 次系強制冷却による低圧注入」の RELAP5 解析に対し、統計的手法の適用を進めている。解析コードには RELAP5/MOD3.2 を用いる。本報では、国内代表 4 ループ PWR プラントを対象に、これまでに定量化した不確かさ分布に基づき、重要現象に係る解析モデルのパラメータを統計的に扱った解析を実施し、被覆管表面最高温度(PCT)評価の不確かさの定量化を検討した。

２．解析方法　統計解析のベースケースとして、2 次側強制減圧の条件は、「炉心出口温度が 350℃に達してから 2 分後に主蒸気逃し弁を全開にする」とした。また、破断口の条件は、破断サイズ、向き、位置を振った感度解析の結果から PCT が最も高くなった「低温側配管、下向き、3 インチ破断」とした。不確かさパラメータの母集団からのサンプリングには、ランダムサンプリング法を採用した。計算結果の評価法には、順序統計法を用いた。単一の評価パラメータ(PCT)に対し、95%信頼水準 95%累積確率値を満足するよう、統計解析のケース数は Wilks の式に基づき 59 ケースとした。

３．解析結果　PCT の時間進展を図 1 に示す。統計解析を行った全ケースにおいて、PCT 等の主要パラメータの時間進展は定性的に同様であり、かつベースケースとも定性的に同様であった。全ケースの PCT の累積頻度を図 2 に示す。PCT の平均値は 1239K であり、ベースケースと同程度になった。PCT の最大値は 1383K、最小値は 1128K となった。PCT の 95%信頼水準 95%累積確率値は 1473K 以下となり、RELAP5 コードの解析モデルの不確かさを含めても、炉心健全性の指標を満足する結果となった。PCT と重要現象との相関を表 1 に示す。露出炉心熱伝達が特に相関係数が大きく、顕著な負の相関が認められた。

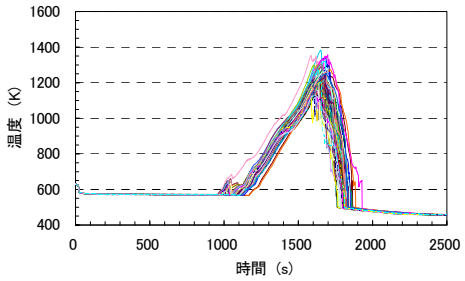


図 1　PCT の時間進展

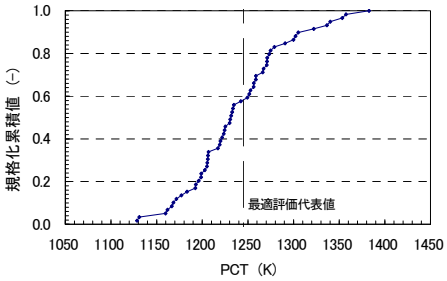


図 2　PCT の累積値

表 1　PCT と重要現象の相関

重要現象	相関係数
被覆管酸化	0.06
崩壊熱	0.19
被覆管変形	0.03
露出炉心熱伝達	-0.68
炉心内相間摩擦	0.28
伝熱管入口 CCFL	0.15
伝熱管凝縮熱伝達(Nusselt)	0.07
伝熱管凝縮熱伝達(Shah)	-0.08
低温側配管水平層状化	0.08
ダウンカマ相間摩擦	0.14

*Ikuo Kinoshita[1], Toshihide Torige[1] and Minoru Yamada[2]

[1]INSS, [2]MHI NSENG

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

[1D01-07] Thermal Hydraulics of Sodium-Cooled Fast Reactors 1

Chair: Minoru Takahashi (Tokyo Tech)

Sat. Mar 26, 2016 10:00 AM - 11:50 AM Room D (Lecture Rooms B B104)

[1D01] Study on Flow-Induced-Vibration Evaluation of Large-Diameter Piping in a Sodium-Cooled Fast Reactor

Jun Mizutani[1], ＊Shinji Ebara[1], Hidetoshi Hashizume[1], Hidemasa Yamano[2] （1.Tohoku Univ., 2.JAEA）

10:00 AM - 10:15 AM

[1D02] Study on Flow-Induced-Vibration Evaluation of Large-Diameter Pipings in a Sodium-Cooled Fast Reactor

＊Takatoshi Hosoda[1], Jun Mizutani[1], Shinji Ebara[1], Hidetoshi Hashizume[1], Hidemasa Yamano[2] （1.Tohoku Univ., 2.Japan Atomic Energy Agency）

10:15 AM - 10:30 AM

[1D03] Development of a Coupled Sodium Side and Water Side Simulation Model for FBR Steam Generator

＊Ryuji Yoshikawa[1], Yasutomo Imai[2], Masaaki Tanaka[1], Kazuyoshi Nagasawa[3], Hiroyuki Ohshima[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.NDD Corporation, 3.NESI Corporation）

10:30 AM - 10:45 AM

[1D04] Parameteric Analysis of Self-wastage phenomena in Sodium-Water Reaction

＊Sunghyon Jang[1], Akira Yamaguchi[1], Hiroyuki Ohshima[2], Takashi Takata[2] （1.Department of Nuclear Engineering and Mangement, School of Engineering, The University of Tokyo, 2. Japan Atomic Energy Agency）

10:45 AM - 11:00 AM

[1D05] Study on self-wastage phenomenon at heat transfer tube in steam generator of sodium-cooled fast reactor with consideration of thermal coupling of fluid and structure

＊Saori Kojima[1], Akihiro UCHIBORI[2], Takashi TAKATA[2], Shuji OHNO[2], Takeshi FUKUDA[1], Akira YAMAGUCHI[3] （1.Osaka University, 2.JAEA, 3.The University of Tokyo）

11:00 AM - 11:15 AM

[1D06] Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor

＊Kei Ito[1], Toshiki Ezure[1,2], Tomoaki Kunugi[2], Hiroyuki Ohshima[1] （1.JAEA, 2.Kyoto University）

11:15 AM - 11:30 AM

[1D07] Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor

＊Toshiki Ezure[1,3], Kei Ito[1], Yuri Kameyama[2], Akikazu Kurihara[1], Tomoaki Kunugi[3] （1.JAEA, 2.NDD Corp., 3.Kyoto Univ.）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Na 冷却高速炉における大口径配管の流力振動評価に関する研究
（45）３段エルボ配管における旋回流流入時の流動場の詳細可視化

Study on Flow-Induced-Vibration Evaluation of Large-Diameter Piping in a Sodium-Cooled Fast Reactor
(45) Visualization of the Flow Field in a Triple Elbow Piping System under Swirling Inflow Conditions

水谷 淳[1]，*江原 真司[1]，橋爪 秀利[1]，山野 秀将[2]
[1]東北大学大学院，[2]日本原子力開発機構

次世代ナトリウム冷却高速炉の一次冷却系コールドレグ配管では，強い旋回流が流入し，複雑な乱流場が形成され，剥離渦放出に起因した圧力変動が想定される．本研究では旋回流生成器を用いて，様々な入口旋回流に対するエルボ内部および下流の流れ場を，特に時間平均場について実験的に調べた．

キーワード：高速炉，流動励起振動，旋回流，流れの剥離

1. 緒言 次世代ナトリウム冷却高速炉の一次冷却系コールドレグ(CL)配管では，高レイノルズ数で，3 次元的に配置された 3 段エルボ構造により複雑な乱流場が形成され，流れの剥離を伴う大きな圧力変動が予想される．この圧力変動に起因する流力振動を評価するために，非定常な流れ場と圧力変動特性を把握する必要がある．先行研究により，流入条件を周方向流速が一様な旋回流とした際の流れ場が取得され，流入時のわずかな旋回の差異が流れ場に大きな差異を生じ得ることが明らかになった[1]．そのため，本研究では流入条件が 3 段エルボにおける流動場に対して与える影響を詳細に調べることを目的として，周方向流速が非一様な旋回流が流入する時の剥離域を実験的に可視化した．

2. 実験 実験装置として CL 配管を模擬した 1/7 縮尺流動試験装置を用いた．作動流体として 45°C の水を用い，主流 Re 数を 5.0×10^5 とした．試験部に旋回流を流入させるために旋回流生成器[1]を用いた．旋回流生成器はバルブ開閉位置を変えることにより周方向流速が局所的に速い旋回流を作成することができる．可視化実験として二次元 PIV 実験を行い，エルボの管軸線に平行な断面（流れ方向断面）および管軸に垂直な断面（垂直方向断面）の 2 種類の断面を可視化し，流れ場の時間平均値を取得した．

3. 結果・考察 表に旋回強度（Pitch）がほぼ同じで旋回流生成器のバルブの開閉位置を変えた際の 1st エルボにおいて管軸から 20 mm ずらした断面における剥離開始点，エルボ出口から 0*D*, 0.1*D*, 0.2*D* 離れた位置の剥離域厚さ，再付着点位置をそれぞれ示す．Pitch は旋回流が 1 回転するまでに主流方向に進む距離として定義される．*D* は配管内径（*D*=126.6 mm）を示す．表よりほぼ同一の旋回強度が流入しても，局所的に速い周方向流速の分布によって剥離域の大きさが変わることが示された．また 1st エルボ入口垂直方向断面の流れ場の比較から周方向流速が非一様な旋回流が流入するときに，$Re=5.0\times10^5$ において 1st エルボ入口 1.0D 上流でエルボ背側の領域の周方向流速が主流の 50 %以上となると剥離域が大幅に抑制される可能性があることが明らかとなった．

表 1 剥離域評価

	Pitch	5.4D	5.5D	6.0D
	Valve	All	A	B
Starting point[°]		88.8	98.4	86.6
Thickness [mm]	0D	3.74	-	4.41
	0.1D	3.96	1.51	5.52
	0.2D	-	-	5.05
Reattachment point[D]		0.153	0.178	0.206

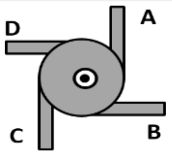


図 1 旋回流生成器
バルブ位置

参考文献

[1] J. Mizutani, et al., ICENES 2015, Istanbul, 4-8 Oct. 2015.

*Jun Mizutani[1], Shinji Ebara[1], Hidetoshi Hashizume[1] and Hidemasa Yamano[2]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA

Na 冷却高速炉における大口径配管の流力振動評価に関する研究
（46） 3 段エルボ配管における旋回流流入時の圧力変動特性

Study on Flow-Induced-Vibration Evaluation of Large-Diameter Pipings in a Sodium-Cooled Fast Reactor
(46) Characteristic of pressure fluctuations in a triple elbow flow under swirling inflow conditions

*細田 孝峻[1]，水谷 淳[1]，江原 真司[1]，橋爪 秀利[1]，山野 秀将[2]
[1]東北大学，[2]日本原子力研究開発機構

次世代型ナトリウム冷却高速炉 1 次冷却系コールドレグ配管では、中間熱交換器上部プレナムから配管への流入条件が旋回流となることが数値計算より予想されている。今回の実験では 1/7 スケールモデルを用い、流入条件を旋回流とした場合の圧力変動を計測し、より実機に近い条件で配管の圧力変動特性を調べた。

キーワード： 高速炉，圧力変動，流れの剥離，流力振動

1. 緒言

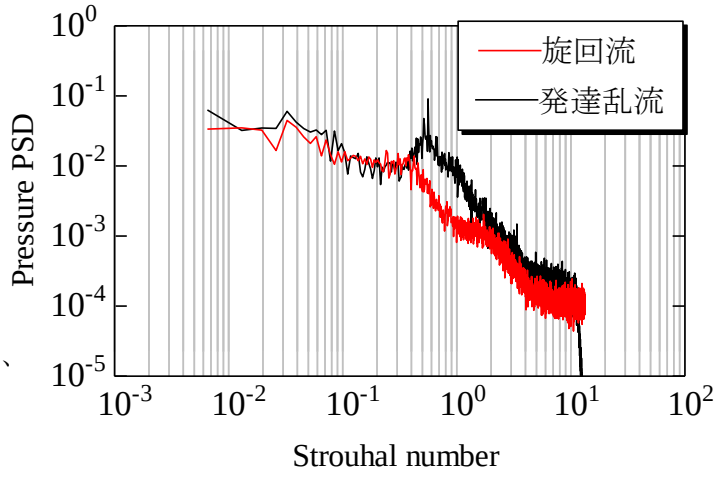
次世代ナトリウム冷却高速炉の 1 次冷却系コールドレグ配管では、高レイノルズ数かつ急な曲がり角のエルボにより流れの剥離が生じ、大きな圧力変動が起きると予想される。今までに実機の 1/7 スケールの配管で流入条件を発達乱流とした場合の、流動場の可視化(PIV)、および壁面圧力試験による配管の圧力変動特性の取得がなされてきた[1]。また、実機では流入条件が旋回流となることが予想されるため、本研究では旋回流流入時のエルボ圧力変動特性の計測を行った。

2. 実験

試験装置は D=126.6 mm の実機の 1/7 スケールの 3 段エルボ体系の配管を用い、作動流体は 45℃の水とした。主流 Re を 5.0×10^5 とし、キャビテーション防止のためループ全体に 0.05MPa の圧力をかけた。また、旋回流を生成するために試験部上流に管断面の接線方向に水を流入させる機構を設けた。流入量により旋回流の強度を変更することができ、異なる旋回流強度で壁面圧力試験を行った。試験部にセンサーを挿入するため 2 mm の穴を設け、光ファイバー圧力センサーを挿入し壁面圧力を測定した。

3. 結果

右図は 1st エルボ剥離域近傍 –30° (腹を 0°,背を 180°とし、旋回方向を正とする)の発達乱流流入時と、旋回流流入時の圧力変動をフーリエ変換し、比較したものである。剥離域からの渦放出に対応するとされる St=0.5 のピーク[2]は旋回流が流入することにより見られなくなっている。これは旋回流により剥離域が旋回方向に移動、縮小していること[3]とも整合しており、剥離域の形状、位置の変化により圧力変動特性が変化することがわかった。



参考文献 [1]S.Ebara et al., ICENES 2015,Istanbul,4-8 Oct 2015.
[2]T.Shiraishi et al.,Journal of Fluid Science ofTechnology,2009, pp.1063-1073
[3]J.Mizutani et al.,ICENES 2015,Istanbul,4-8 Oct 2015.

---

*Takatoshi Hosoda[1], Jun Mizutani[1], Shinji Ebara[1], Hidetoshi Hashizume[1], Hidemasa Yamano[2]
[1]Tohoku Univ., [2]JAEA.

高速炉蒸気発生器ナトリウム側 - 水側連成解析モデルの開発
－2 重管小型モデル伝熱流動試験による検証－

Development of a Coupled Sodium Side and Water Side Simulation Model for FBR Steam Generator
- Validation by thermal hydraulic tests on 1MWt double-wall-tube SG -

*吉川　龍志[1]，今井　康友[2]，田中　正暁[1]，長澤　一嘉[3]，大島　宏之[1]
[1]原子力機構，[2]エヌデーデー，[3]NESI

高速炉直管型蒸気発生器(SG)内のナトリウム側多次元解析と水側二相流解析を組み合わせた連成解析システムを開発している。2重直管型SG小型モデルでの静特性評価試験を対象に検証解析を実施し、水およびナトリウム温度の軸方向分布の比較により解析結果の妥当性を確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、蒸気発生器、沸騰二相流、連成解析

1. 緒言

高速炉直管型蒸気発生器の静特性、動特性及び流動安定性の評価を目的として、ナトリウム側多次元解析モデル、水側マルチチャンネルモデル及びナトリウムー水熱交換モデルを採用したTSGコードを整備している[1,2]。まず、各モデルの再現性及び連携解析機能についての総合機能確認の一環として、実機SGと同じナトリウム加熱による2重管SG小型モデル試験[3]を対象に検証解析を行った。複数の試験ケースを対象に、試験で計測されたナトリウム側温度分布及び水側出口蒸気温度についてナトリウム側－水側連成解析による解析結果と比較した結果について報告する。

2. 解析モデル

図1に2重管SG小型モデル試験に対する解析体系を示し、図2に水側伝熱管配置と水平断面解析メッシュを示す。水側は10本の通水伝熱管を解析対象とした。ナトリウム側は、3本の伝熱管で囲まれるナトリウム流路（サブチャンネル）に対して一つの計算メッシュを配置した。ナトリウム側と水側の双方の流入流量と流入温度を試験条件に従って一定値を与えた。ナトリウム側−水側の連成間隔は0.1秒とし、温度一様の初期状態から時間発展を計算して定常状態の計算結果を得た。本解析では、負荷、蒸気圧力及びナトリウム／水流量比をパラメータとする複数の試験ケースを選定し、試験結果から導出された水側伝熱相関式を解析に利用した。

図 1 計算体系

3. 静特性解析結果

図3に、解析結果の一例として、定格負荷条件のナトリウム側温度分布を示す。SG胴近傍ではタイロッド及びダミー管が存在するため、ナトリウム側と水側との熱交換量が少ないのでナトリウム温度が中心部より高くなる。図4の温度プロフィールにより予熱域(4.5m以下)、核沸騰(4.5~6.4m)、膜沸騰(6.4~9.7m)及び過熱域(9.7m以上)の伝熱特性を評価できることを示している。他の運転条件においても、ナトリウム温度プロフィール、出口蒸気温度及び熱交換量について試験結果とほぼ一致することを確認した。

4. 結論

2重管SG小型モデルでの静特性評価試験を対象とした検証解析により，TSGコードの基本的な機能を確認した。今後，2重管SG小型モデルの流動不安定試験を対象としたTSGコードの検証解析を実施するとともに，他のSG試験に対しても検証解析を進めていく。

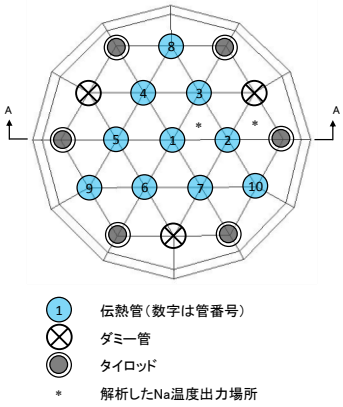


図2 水平断面図

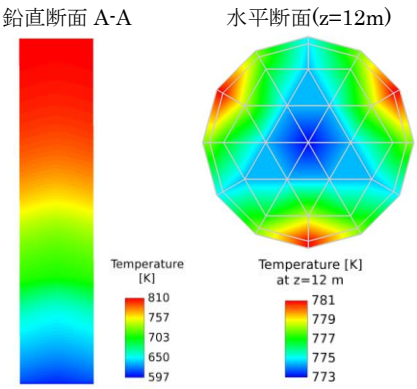


図3 ナトリウム側温度分布

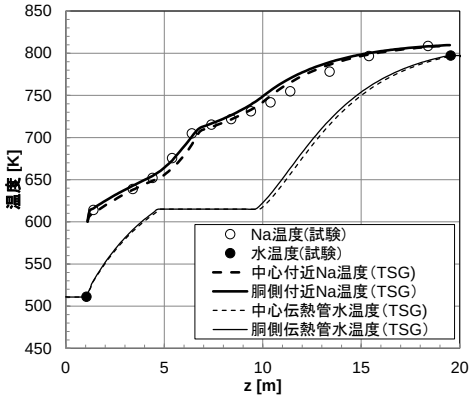


図4 温度分布の比較

参考文献
[1] 吉川他，原学会 2013 春の大会, N03.　[2] 吉川他，原学会 2015 春の大会, H19.　[3] 仲井他, PNC TN9410 93-294.

*Ryuji Yoshikawa[1], Yasutomo Imai[2], Masaaki Tanaka[1], Kazuyoshi Nagasawa[3] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NDD Corporation, [3]NESI Incorporation

ナトリウム−水反応におけるセルフウェステージ現象の要因分析

Parametric Analysis of Self-wastage phenomena in Sodium-Water Reaction

*張 承賢[1]、山口 彰[1]、高田 孝[2]、大島 宏之[2]
[1]東京大学、[2]日本原子力開発機構

ナトリウム冷却高速炉蒸気発生器内の伝熱管破損時に生じるナトリウム−水反応によるセルフウェステージ現象（自孔拡大）は、様々の要因が関係している複雑な現象である。本研究では、セルフウェステー現象に関係する要因間の相関図を構築し、DEMATEL 法により現象に対する支配要因の抽出を行った。

キーワード：セルフウェステージ現象、ナトリウム−水反応、パラメータ評価、要因影響度評価、DEMATEL 法

1. 緒言　セルフウェステージ現象には様々な要因が関係しており、その要因間の相互関係については定量的な分析がされていない。既往の研究では、モックアップ試験データを用いてセルフウェステージ率に関する評価式の導出が行われた。

2. 要因相関図の構築　要因間の相関関係を評価するために 15 個の要因間の相関係数を求め、それを基に要因相関図（図１）を構築した。要因相関図によると現象に対して要因は、原因要因、結果要因、中間要因（リーク関連、閉塞関連）の３つのグループに分類することができる。

3. DEMATEL 法による影響度評価　DEMATEL 法を用いて要因間の影響度(D_i)と被影響度(R_i)を定量化し、現象に対して各要因の中心度（D_i+R_i)、原因度(D_i-R_i)を求め、図２に示した。中心度が高いほど現象において中心的な要因であり、原因度が高い場合は原因要因、低い場合は結果要因である。この図よりリーク孔径(LD)、伝熱管厚さ(NT)、Na 温度 (ST) は原因要因であり、拡大孔径(ELD)、拡大比 (ER)、セルフウェステージ率(SWR)、蒸気側損耗深さ(WDS)は結果要因であることが明らかになった。また残りの要因の中、注水時間(IT)、閉塞時間(PT)、平均リーク率（ALR)、初期リーク率（ILR）は現象において中心的な要因であることがわかる。原因要因を用いて中間要因を予測し、また中間要因を用いて結果要因を評価する階層的な評価がセルフウェステージ現象を定量化するより現実的な方法であると考えられる。

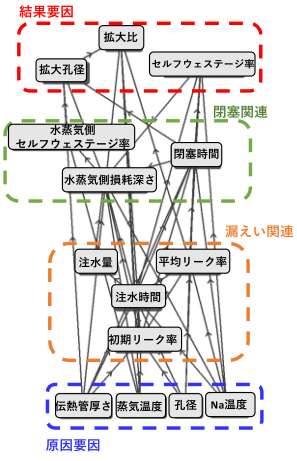


図１　要因相関図

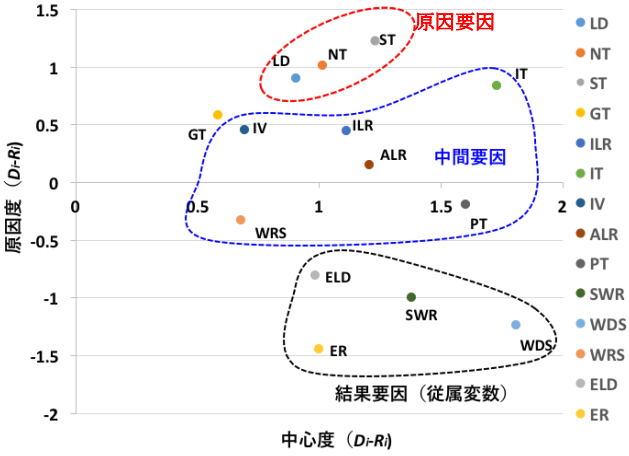


図２中心度影響度図

3. 結論

セルフウェステージ現象に関する要因を分析し、要因相関図を作成した。また、DEMATEL 法よりウェステージ現象における各要因の影響度を定量的に評価し、支配的要因を抽出した。以上の結果からセルフウェステージ率の予測には階層的なアプローチが有効であることが分かった。

参考文献

[1]奥野、ナトリウム−水反応におけるウェステージ現象の要因別影響度評価、J40、2011 春の原子力学会[i]

*Sunghyon Jang, Akira Yamaguchi, Takashi Takata, Hiroyuki Ohsima
[1] The University of Tokyo, [2] Japan Atomic Energy Agency

流体・構造の熱的連成を考慮した 高速炉蒸気発生器伝熱管のセルフウェステージ現象に関する研究

Study on self-wastage phenomenon at heat transfer tube in steam generator of sodium-cooled fast reactor with consideration of thermal coupling of fluid and structure

*小島 早織[1]，内堀 昭寛[2]，高田 孝[2]，大野 修司[2]，福田 武司[1]，山口 彰[3]
[1]大阪大学，[2]JAEA，[3]東京大学

従来、セルフウェステージ現象評価研究[1]として、多次元ナトリウム(Na)－水反応解析コード SERAPHIM[2]が用いられているが、伝熱管表面を介した熱的連成は行われていない。本研究では漏えい初期における熱的連成の影響を評価することを目的に、流体と構造の熱的連成モデルを SERAPHIM コードに導入した。

キーワード：Na 冷却高速炉蒸気発生器，伝熱管，Na－水反応，セルフウェステージ現象，熱的連成評価

1. 序論　Na 冷却高速炉蒸気発生器伝熱管の微小亀裂から水蒸気が漏えいすると、Na－水反応に伴う伝熱管亀裂の自己拡大（セルフウェステージ）現象が発生する。セルフウェステージ現象評価研究として SERAPHIM を用いた解析が行われているが、反応温度の保守的評価の観点で伝熱管表面は断熱を仮定している。一方で、実現象としては反応熱の一部は構造側に伝わり、また伝熱管そのものの温度評価もセルフウェステージの観点で重要となる。そこで本研究では、セルフウェステージ現象における流体・構造間の熱伝導影響評価を行うことを目的とし、流体と構造の熱的連成モデルを構築し、SERAPHIM コードへの導入を実施した。

2. Na－水反応数値計算への組み込み　構造側熱伝導の支配方程式を(1)式に示す。流体部との熱輸送に関する境界条件については、構造部に接するメッシュが 1μm 以下であるため熱伝導のみとした。流体側は気相と液相が均一に分散していると仮定し実効熱伝導率を(2)式で与え、流体温度については質量平均（(3)式）とした。

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = \nabla \cdot (\lambda \nabla T) \quad (1) \qquad \lambda_E = \lambda_G^{\alpha_G} \lambda_S^{\alpha_S} \lambda_H^{\alpha_H} \quad (2) \qquad T_{WA} = \frac{T_G \alpha_G \rho_G + T_S \alpha_S \rho_S + T_H \alpha_H \rho_H}{\alpha_G \rho_G + \alpha_S \rho_S + \alpha_H \rho_H} \quad (3)$$

3. セルフウェステージ現象評価　解析体系は 2 次元とし、幅 7.5μm、厚み 50μm の亀裂から 1.0m/s で 1.5MPa の水蒸気が 1.6mm×2.8mm の領域に流出する体系に対し、構築したモデルを適用して解析を実施した（図 1）。図 2 に解析結果の一例を示す。熱的連成がある場合、流体部の質量平均温度の高温領域は構造との境界付近にまで広がっている。また構造部温度は亀裂部周辺ではなくある程度離れた位置で上昇する結果となった。

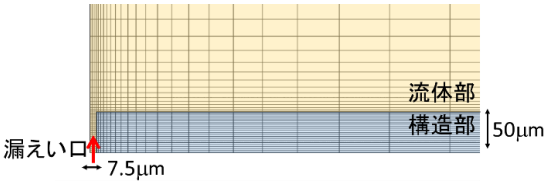


図 1　解析体系

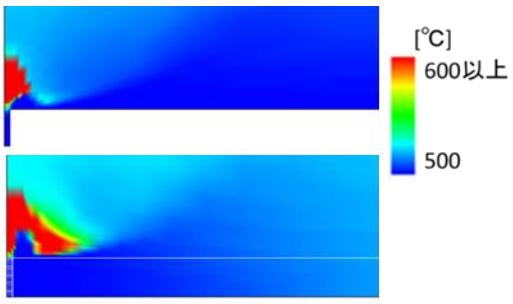


図 2　10msec での質量平均温度
（上：連成なし 下：連成あり）

4. 結論　セルフウェステージ現象における流体・構造の熱的連成の影響を評価するために SERAPHIM コードに熱的連成モデルを導入した。今後、境界条件の適用性を検討するとともに熱的連成の影響を定量化する予定である。

参考文献

[1] 山口彰他,原子力学会 2014 年秋の大会,K27,2014.[2] 高田孝他,JNC TN9400 2001-125,2002.

*Saori KOJIMA[1], Akihiro UCHIBORI[2], Takashi TAKATA[2],Shuji OHNO[2], Takeshi FUKUDA[1] and Akira YAMAGUCHI[3]
[1]Osaka University, [2]JAEA, [3]The University of Tokyo

ナトリウム冷却高速炉ホットレグ配管入口部における液中渦キャビテーションに関する研究
（第 7 報）壁面境界層における液中渦挙動の検討

Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor
(7th report1) Modeling of Vortical Velocity Field in Wall Boundary Layer

*伊藤　啓[1]，江連　俊樹[1,2]，功刀　資彰[2]，大島　宏之[1]
[1]原子力機構，[2]京都大学

本研究では，ナトリウム大型炉における液中渦キャビテーション研究の一環として，壁面境界層内における渦のモデル化を行い，境界層内において渦の速度･圧力がどのように変化するのかについて検討を行う．
キーワード：液中渦，キャビテーション，壁面境界層，ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の上部プレナム内において，吸込み配管入口にキャビテーションを伴う液中渦が形成される可能性がある．これまで，実験的・解析的研究を進めた結果，キャビテーション気泡の発泡点は炉容器壁面上であることを確認している．このため，液中渦キャビテーション発生を評価する観点からは壁面境界層内における液中渦挙動を評価することが重要であるが，現状では計測精度などの制約によって壁面境界層内の流れ場を明らかにすることは困難である．一方，壁面上に形成される渦流れの理論的研究は，von Karman による回転円板上の渦流れ[1]や Ekman 層[2]などが知られているが，それらの流れ場に対して用いられている仮定は液中渦に対しては必ずしも当てはまらない．したがって，本研究では，液中渦キャビテーション評価手法開発の一環として，壁面境界層内における液中渦流れ場のモデル化に関する検討を行い，境界層内の速度分布・圧力分布に関する指針を得る．

2. 壁面境界層渦モデルの概要

ここでは，単純化のために壁面に垂直な軸を持つ軸対称定常渦流れを考え，渦流れが軸対称 Navier-Stokes 方程式によって記述できると仮定する．さらに，Karman の変数変換を参照して無次元化を行い，境界層近似に基づいて各項のオーダー評価を行うことで主要項を抽出する．その結果，軸方向の運動量保存式は以下のように表される．

$$H\frac{\partial H}{\partial \zeta}-\frac{\partial^2 H}{\partial \zeta^2}+\frac{\partial P}{\partial \zeta}=0 \qquad (1)$$

ただし，ζは軸方向無次元座標，H は無次元軸方向流速，P は無次元圧力である．この式の近似解を求め，基礎実験に基づくパラメータを設定すると，図 1 のような軸方向流速分布が得られる．さらに，圧力分布に関しては，境界層内の軸方向変化が無視できる（境界層外縁の圧力を用いて壁面発泡点上の圧力を評価できる）という結果が得られる．

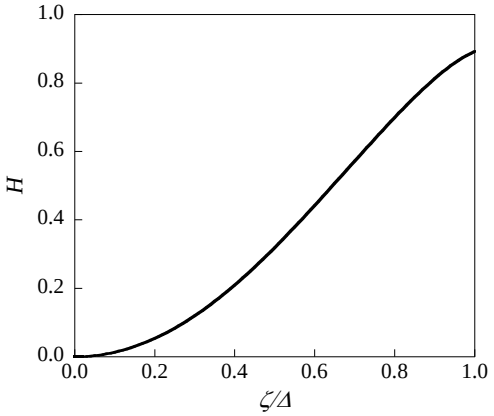


Fig.1 Non-dimensional axial velocity distribution

3. 結論

壁面境界層内における液中渦流れ場のモデル化を行い，壁面上の圧力が境界層外の圧力と一致することを示した．ただし，本研究で構築したモデルの妥当性・適用性については，さらなる検討が必要である．

参考文献

[1] Karman, T.V., Journal of Applied Mathematics and Mechanics, 1921.
[2] Ekman, V.W., Archive for Mathematics, Astronomy and Physics, 1905.

*Kei Ito[1], Toshiki Ezure[1,2], Tomoaki Kunugi[2] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Kyoto University

ナトリウム冷却高速炉ホットレグ配管入口部における液中渦キャビテーションに関する研究 (第 8 報) 渦粘性を考慮した液中渦キャビテーション評価

Study on Cavitation Due to Sub-Surface Vortex at Intake of Hot-Leg Pipe in Sodium Cooled Fast Reactor
(8th Report) Evaluation of Vortex Cavitation Considering Turbulent Viscosity

*江連　俊樹[1,2]，伊藤　啓[1]，亀山　祐理[3]，栗原　成計[1]，功刀　資彰[2]
[1]原子力機構，[2]京都大学，[3]NDD

液中渦キャビテーション発生評価手法構築に関連し、Burgers モデルから導出される渦中心減圧量評価式において乱流渦粘性の影響を考慮した修正式を円筒体系での試験で得られた流速分布に適用し、同体系における液中渦キャビテーション発生条件と比較した結果を報告する。

キーワード：液中渦、キャビテーション、減圧量評価、渦モデル、ナトリウム冷却高速炉

1. 緒言

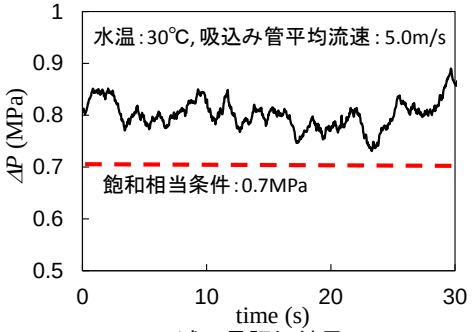
ナトリウム大型炉における液中渦キャビテーション発生評価手法構築の一環として、渦モデルを用いた減圧量評価に基づく評価手法の構築を進めている。本報告では、Burgers モデルから導出される渦中心減圧量評価式において乱流渦粘性の影響 [1]を考慮した修正式を、既報の円筒体系試験 [2]で得られた流速分布に適用する。結果を液中渦キャビテーション発生条件計測結果と比較し、修正式の適用性を検討する。

2. 減圧量評価モデルの概要および試験結果への適用

Burgers モデルから導出される渦中心減圧量評価式において、乱流渦粘性の影響を以下の通り考慮する。

$$\Delta P = \frac{\ln 2}{16\pi^2}\frac{\rho\alpha\Gamma_\infty^2}{\nu+\nu_t} \qquad (1)$$

ΔP は渦中心減圧量、αは渦軸方向流速勾配、ρは密度、νは動粘性係数である。Γ_∞は無限遠での循環であり、既報の試験 [2]で得られた流速分布から直接算出する。また、ν_tは乱流渦粘性係数であり、モデル定数κ_2と$|\Gamma_\infty|$の積で与える。図 1 に、渦中心減圧量の評価結果 （水温：30℃,吸込み管流速：5.0m/s）の一例を示す。ここで、κ_2は、5.0x10^{-5}として計算した。横軸は時間、縦軸は渦中心減圧量である。なお、本条件は、系統圧力量を 0.6MPa とした場合、液中渦キャビテーションが時間的に連続的発生から間欠的発生に移行する条件である。ΔP は、いずれの時間帯でも、飽和相当条件（赤破線）を上回ることがわかる。すなわち、渦中心減圧量が飽和条件を上回った場合に液中渦キャビテーションが発生するものと仮定すれば、式(1)（κ_2=5.0x10^{-5}）は、やや保守的な評価を与えると考えられる。



減圧量評価結果

3. 結論

Burgers モデルから導出される渦中心減圧量評価式ついて、乱流渦粘性の影響を考慮した修正式を流速分布試験結果に適用し、κ_2=5.0x10^{-5}として減圧量を算出した結果、保守的な評価となることがわかった。

参考文献

[1] 伊藤他、原子力学会 2009 秋の大会
[2] 江連他、原子力学会 2015 秋の年会

*Toshiki Ezure[1,2], Kei Ito[1], Yuri Kameyama[3], Akikazu Kurihara[1] and Tomoaki Kunugi[2]
[1]JAEA., [2]Kyoto Univ., [3]NDD corp.

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

[1D08-13] Thermal Hydraulics of Sodium-Cooled Fast Reactors 2

Chair: Kazuyuki Takase (JAEA)

Sat. Mar 26, 2016 2:45 PM - 4:15 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[1D08] Analysis of core thermal hydraulics under natural circulation condition with plant dynamics analysis code Super-COPD

＊Erina HAMASE[1], Norihiro DODA[1], Kunihiko NABESHIMA[1], Ayako ONO[1], Hiroyuki Ohshima[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

2:45 PM - 3:00 PM

[1D09] IAEA benchmark analysis on the natural circulation tests of fast reactor EBR-II

＊KOMEI Muranaka[1], HIROYASU Mochizuki[1] （1.University of Fukui）

3:00 PM - 3:15 PM

[1D10] Validation of natural circulation heat removal evaluation method by using EBR-II shutdown heat removal test data

＊Norihiro Doda[1], kennichi igawa[2], masaki minami[2], takashi iwasaki[2], hiroaki ohira[1] （1.JAEA, 2.NESI）

3:15 PM - 3:30 PM

[1D11] Study on reactor vessel coolability of sodium-cooled fast reactor under severe accident condition

＊Kunihiko NABESHIMA[1], Norihiro DODA[1], Nobuyuki ISHIKAWA[1], Katsunori AMANO[1], Hiroyuki OHSHIMA[1] （1.JAEA）

3:30 PM - 3:45 PM

[1D12] Study on quench behavior at core disruptive accident for fast breeder reactor

＊Shimpei Saito[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Yuzuru Iwasawa[1], Sakaba Hiroshi[2], Kazuya Koyama[3], Hideki Nariai[1] （1.Univ. of Tsukuba, 2.MHI, 3.MFBR）

3:45 PM - 4:00 PM

[1D13] Study on Quench Behavior at Core Disruptive Accident for Fast Breeder Reactor

＊Yuzuru Iwasawa[1], Abe Yutaka[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Shimpei Saito[1], Hiroshi Sakaba[2], Kazuya Koyama[3], Hideki Nariai[1] （1.University of Tsukuba, 2.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 3.Mitsubishi FBR Systems, Inc.）

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

プラント動特性解析コード Super-COPD を用いた自然循環時炉心内熱流動解析

― (2) 燃料集合体間熱移行モデルの適用性評価 ―

Analysis of core thermal hydraulics under natural circulation condition with plant dynamics analysis code Super-COPD
- (2) Applicability evaluation of the inter-subassembly heat transfer model -

*浜瀬　枝里菜，堂田　哲広，鍋島　邦彦，小野　綾子，大島　宏之
原子力機構

高速炉における自然循環崩壊熱除去時の炉心内熱流動現象に対するプラント動特性解析コードの適用性評価の一環として、ナトリウム試験装置を用いた自然循環試験解析を実施し、燃料集合体間熱移行現象に対する適用性を確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，自然循環崩壊熱除去，プラント動特性解析，ナトリウム試験

１．緒言　ナトリウム冷却高速炉の炉心では、自然循環時において浮力による燃料集合体間／内の流量再配分や集合体間の径方向熱移行など特有の現象が生じる。前報[1]では集合体内流量再配分現象に対するプラント動特性解析コード Super-COPD の適用性を確認した。本報では集合体間熱移行現象に対する解析モデルの適用性を確認するべく、ナトリウム試験装置（PLANDTL）での自然循環相当流量の定常試験を対象として実施した解析結果を報告する。

２．試験概要　PLANDTLの模擬炉心は、約1mの発熱長を有する全長約3mの模擬燃料集合体7体（A～F）で構成される（図1）。解析対象には集合体間熱移行現象が顕著に現れる試験ケースとして、出力対流量比が中心集合体：周辺集合体=2.5：2.1で、中心集合体が周辺集合体から冷却されるケース（ST072）と出力対流量比が中心集合体：周辺集合体=2.6：3.7で、中心集合体が周辺集合体から加熱されるケース（ST080）の2ケースを選択した。

３．解析モデル　集合体間熱移行量の評価では、集合体内冷却材のラッパ管近傍温度が重要であるため、集合体内冷却材温度を中心領域（図1の赤色領域）とその外側の周辺6領域（青色領域）に分割して評価する[2]。集合体内の中心および周辺6領域への流量配分は、各領域におけるワイヤースペーサー型燃料ピンバンドルの流動抵抗[3]と浮力を考慮した運動量保存の7方程式を集合体出入口差圧一致の条件で解き、各領域の温度は得られた流量配分を用いたエネルギー保存式を解いて得られる。集合体間熱移行量については、隣接する集合体の周辺領域冷却材温度、ラッパ管温度、集合体間ギャップ部冷却材温度を用いて、熱伝導方程式を解いて求める。境界条件としては、各集合体の冷却材入口温度および流量、ヒーターピン出力を与え、炉心槽壁面は断熱を仮定した。

４．解析結果　図 2 に炉心発熱部上端/中間/下端の 270°－90°方向水平断面における冷却材温度の解析結果と試験結果の比較を示す。発熱部下端から上端までの集合体内中心および周辺領域温度上昇幅の相対誤差は ST072 が最大で 4.3%、ST080 が最大で 2.5%となり、集合体内温度分布をよく再現している。前報の集合体内流量配分による集合体内温度分布の形成についての解析と試験結果が一致することと本結果より、本解析モデルが集合体間熱移行現象を評価できることを確認した。

５．まとめ　集合体間熱移行現象が顕著に現れる 2 ケースの自然循環相当流量試験の解析を実施し、両ケースともに集合体内冷却材温度分布が試験結果とよく一致したことにより、この現象に対する Super-COPD の適用性を確認した。

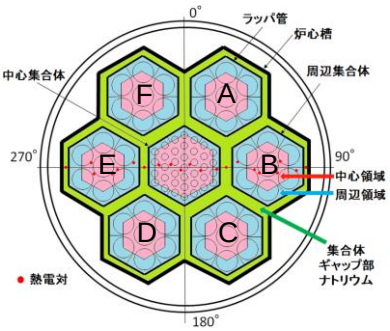


図 1　模擬炉心径方向断面
および熱電対位置

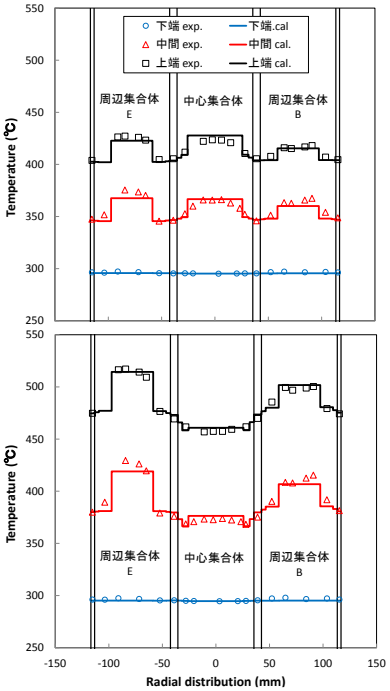


図 2　発熱部冷却材温度
（上:ST072、下:ST080）

参考文献: [1] 浜瀬他、2015 年秋の大会 C12、[2] 渡辺他, J. Nucl. Sci. Technol., vol.52, (2015)、[3] Cheng.*et.al.*, Nucl. Eng. and Design, 92, (1986)

* Erina HAMASE, Norihiro DODA, Kunihiko NABESHIMA, Ayako ONO, Hiroyuki OHSHIMA
Japan Atomic Energy Agency

高速炉 EBR-II の自然循環試験 IAEA 国際ベンチマーク解析
（3）燃料集合体内サブチャンネル解析

IAEA benchmark analyses for EBR-II Shutdown Heat Removal Tests
(3) Sub-channel analysis of instrumented fuel subassembly

*村中 侯盟[1]，望月 弘保[2]
[1]福井大学大学院，[2]福井大学附属国際原子力工学研究所

第 1 報では SHRT-17 試験について、第 2 報では SHRT-45R 試験について原子炉全体の挙動を報告した。本報では計測機器が設置された燃料集合体を対象にサブチャンネル解析を行い、燃料ピンの局所的な出力分布やワイヤースペーサーによる効果を考慮した温度分布を求める。

Keywords：IAEA benchmark, wire spacer, local power distribution, sub-channel analysis

1. 緒言

IAEA ベンチマークの対象となったのは、EBR-II で行われた二つの自然循環試験 SHRT-17 及び SHRT-45R である。SHRT-17 は LOF（Loss-of-Flow）試験であり、ポンプトリップによって原子炉がスクラムし、自然循環によって炉心を冷却する。SHRT-45R は ULOF（Unprotected Loss-of-Flow）試験であり、ポンプトリップ後原子炉がスクラムせず、温度上昇による負のフィードバック及び自然循環で炉心を冷却する。これらの試験を 1 次元のシステムコード NETFLOW++によって解析し、その結果を境界条件として COBRA-IV-I コードに与え、XX09 と呼ばれる標識された計測燃料集合体のサブチャンネル解析を行う。

2. 解析概要

2-1. 解析モデル： 本研究では XX09 の燃料ピンが入っている領域をモデル化した。Fig. 1 に示すように冷却材であるナトリウムの領域を 126 個のサブチャンネルに分割した。また、ワイヤーを模擬した熱電対のピッチ、巻く方向、スタートする位置をコードに与えることでワイヤーの出入りによるサブチャンネルの面積の変化を計算する。燃料ピンについては、内部をモデル化せずに被覆管の表面に熱流束を与えて解析を行った。XX09 は特殊な構造を持っており、通常の集合体と比べて集合体間熱移行に関する熱抵抗が高いと判断し、ラッパー管を断熱壁と仮定した。

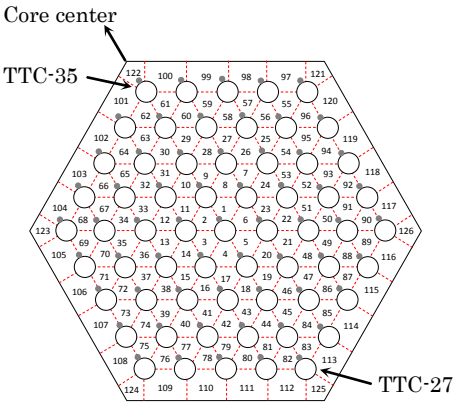


Fig. 1 Sub-channel of calculation model

2-2. 解析結果： Fig. 2 に SHRT-17 の定常解析の結果を示す。Fig. 2 に示した TTC は、燃料の底からの高さ 0.322 m の有効発熱長上端付近に設置された熱電対で燃料集合体の対角を横切るように配置されている。炉心から遠い側から順に TTC-27、TTC-28、…、TTC-35 となっている。解析から XX09 内の温度分布は中心に関して対称ではなく、炉心中心側に傾いていることがわかる。ワイヤーのみを考慮した結果でもわずかに傾いているが、燃料ピンの出力分布による効果も考慮に入れると、より計測値に近い結果が得られた。

3. 考察・結論

炉心の中心から XX09 を通る線上の集合体の出力を Fig. 3 に示す。炉心の 1 列目（Ring 0）から 6 列目（Ring 5）は燃料に分類され、7 列目（Ring 6）は反射体に分類される。近似曲線を基に中性子束が同一傾向と仮定して XX09 内部の出力分布を求めることで Fig. 2 に示したように均一の出力とした場合よりも計測結果に近い結果が得られた。結果には示していないが、SHRT-45R の解析においても同様な傾向が確認された。

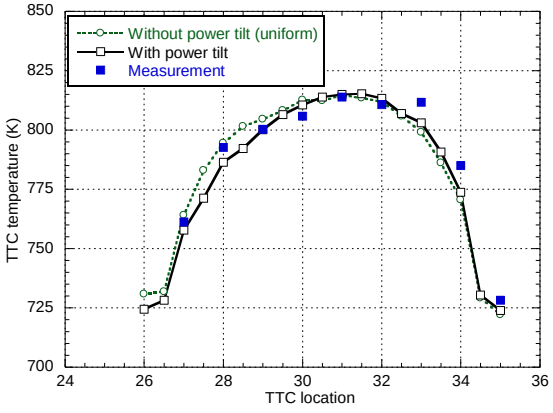


Fig. 2 Temperature at TTC location of SHRT-17

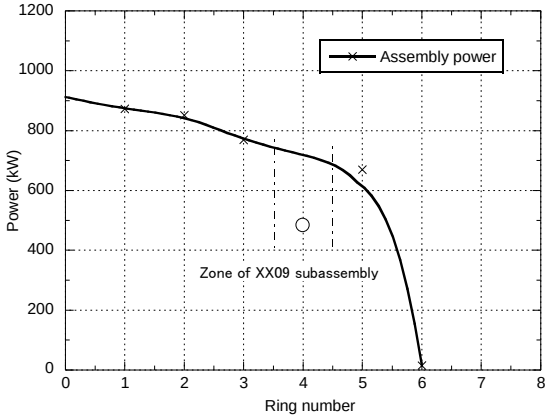


Fig. 3 Radial power distribution of EBR-II in SHRT-17

参考文献

[1] Mochizuki, H., Muranaka, K., Asai, T., van Rooijen, W.F.G., 2014, Nuclear Engineering and Design, 275, 312-321.
[2] Dunn F.E., James E. Cahalan, 2006, Proc. of ICAPP'06, Reno, NV, USA, Paper 6364.

*Komei Muranaka[1], Hiroyasu Mochizuki[2]
[1]University of Fukui, [2]Reserch Institute of Nuclear Engineering

EBR-II 試験データを用いた自然循環除熱評価手法の妥当性確認解析

Validation of natural circulation heat removal evaluation method
by using EBR-II shutdown heat removal test data

*堂田 哲広[1]，井川 健一[2]，南 正樹[2]，岩崎 隆[2]，大平 博昭[1]
[1]原子力機構、[2]NESI

ナトリウム冷却高速炉の自然循環による崩壊熱除去時の炉心最高温度評価手法の妥当性確認の一環として、米国 EBR-II 炉の自然循環試験の解析を行い、十分な精度で予測可能であることを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，EBR-II，自然循環，崩壊熱除去，妥当性確認

1. 緒言 ナトリウム冷却高速炉では、冷却材の沸点と伝熱性能が高いことから原子炉出入口温度差を大きく取れる特徴を活かし、崩壊熱の最終ヒートシンクを空気とした自然循環による崩壊熱除去系の採用が指向されている。本研究では、自然循環時の炉心最高温度評価に必要な評価手法[1]の妥当性確認の一環として、米国 EBR-II 炉の自然循環試験[2]の解析を行い、実験データとの比較を行った。

2. EBR-II 試験概要 解析対象とした SHRT-17 試験では、PLOF(Protected Loss of Flow)を模擬し、100%出力時に制御棒スクラムとポンプトリップを同時に行い、その後自然循環除熱によって炉心が冷却可能であることを実証した。試験では 1 次冷却系ポンプ流量、各機器内及び炉心出口部の冷却材温度の他に、計測用燃料集合体の冷却材流量及び内部温度分布等が測定されている。

3. 解析方法 自然循環時の浮力による燃料集合体間流量再配分や燃料集合体間径方向熱移行を模擬できるように改良したシステム解析コード Super-COPD と燃料集合体内温度分布を評価できるサブチャンネル解析コード ASFRE を用いる。まず Super-COPD を用いてプラント全体の熱流動挙動を評価し、そこで得られた燃料集合体の入口冷却材温度、流量、ラッパ管側面熱流束を境界条件として ASFRE を用いた解析を行い、計測用燃料集合体内の冷却材温度分布を評価する。

4. 解析結果 図 1 に示す 1 次冷却系流量（ポンプ#2 通過）の測定結果は、トリップ開始（0 秒）からの 50 秒間でコーストダウンし、その後浮力によって定格運転時の約 3%程度まで回復した。解析は 50 秒から 250 秒までの浮力による流量回復を若干早く予測するものの、全体としては流量変化をよく再現し、試験結果と一致した。図 2 の計測用燃料集合体内冷却材温度分布は、前述の 1 次冷却系流量予測の不確かさを含んだ上で、そのピーク温度の試験結果との差は約 20℃であった。

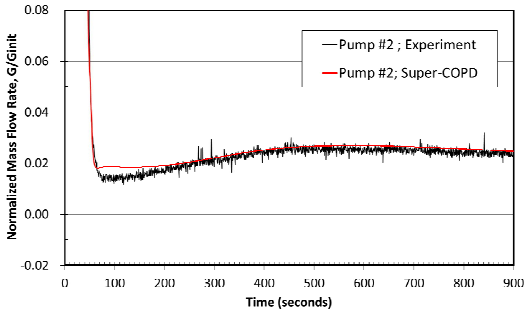


図 1　1 次冷却系流量（ポンプ#2）

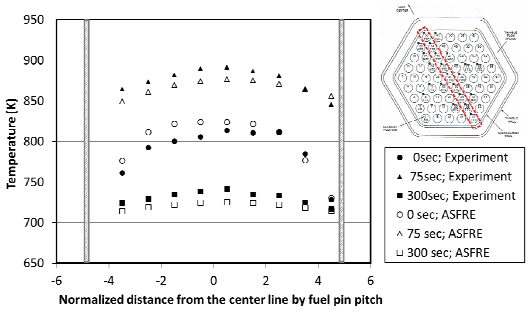


図 2　計測用燃料集合体内冷却材温度分布

5. 結論 本評価手法は自然循環崩壊熱除熱時のプラント全体挙動及び燃料集合体内冷却材最高温度を十分な精度で予測できることを確認した。

参考文献 [1] 渡辺ら, J. Nucl. Sci. Technol., **52**, p.1102 (2015). [2] Briggs ら, NURETH-16, p.3030 (2015).

*Norihiro Doda[1], Kenichi Igawa[2], Masaki Minami[2], Takeshi Iwasaki[2] and Hiroaki Ohira[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NESI Corporation.

ナトリウム冷却高速炉におけるシビアアクシデント時の炉内冷却に関する研究 （3）大型ナトリウム試験装置 AtheNa-RV の設計検討

Study on reactor vessel coolability of sodium-cooled fast reactor under severe accident condition
(3) Concept design study of large scale sodium test facility AtheNa-RV

*鍋島　邦彦[1]，堂田　哲広[1]，石川　信行[1]，天野　克則[1]，大島　宏之[1]
[1]原子力機構

原子力機構では、ループ型及びプール型ナトリウム冷却高速炉を対象として、シビアアクシデント時における自然循環崩壊熱除去系の炉内冷却性能評価を行っている。本報では、炉心が健全状態から損傷状態までを模擬する原子炉容器大型ナトリウム試験装置（AtheNa-RV）の概念設計検討について報告する。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、崩壊熱除去系、自然循環、炉内熱流動、ナトリウム試験

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故後、シビアアクシデント発生時の崩壊熱除去能力の確保・強化が既存炉・将来炉の重要な課題の１つとして認識されている。実用化に向けて設計研究を進めているナトリウム冷却高速炉においては、信頼性の高い自然循環を利用した複数の崩壊熱除去方式の採用を検討している。このため、各種崩壊熱除去方式の単独／複数作動時の炉内熱流動挙動の解明と除熱性能評価、解析評価手法確立に向けたデータ取得を目的として、AtheNa-SA 試験計画を進めている。本計画では、炉内流動場・温度場の詳細計測を目的とした水流動試験装置（PHEASANT）、炉心部と上部プレナム内熱流動挙動に注目した中規模ナトリウム試験装置（PLANDTL）、そして実証データ取得可能な大規模原子炉容器モデルナトリウム試験装置(AtheNa-RV)を活用する。ここでは、AtheNa-RV の概念設計検討について報告する。

2. AtheNa-RV 概念設計検討

AtheNa-RV では、炉心部の崩壊熱を電気ヒーターで模擬するとともに、炉心損傷時に想定される流量減少についても炉心下部に流量制御機構を設置することで正常時から炉心閉塞状態までを模擬可能とする。また、炉心損傷発生時には溶融燃料が流出し炉心下部に設置されるコアキャッチャーに到達してデブリを形成するが、これも電気ヒーターによって模擬する。炉心部とデブリのヒーター出力比は想定状態によって調整可能とする。崩壊熱除去系については、従来の上部プレナム設置型に加えて、デブリ冷却に焦点を当てた下部プレナム設置型、上下プレナム貫通型の 3 タイプ、さらに原子炉容器外面冷却系を設置し、単体作動での除熱性能や複数同時作動での相互作用などを確認できるようにする。

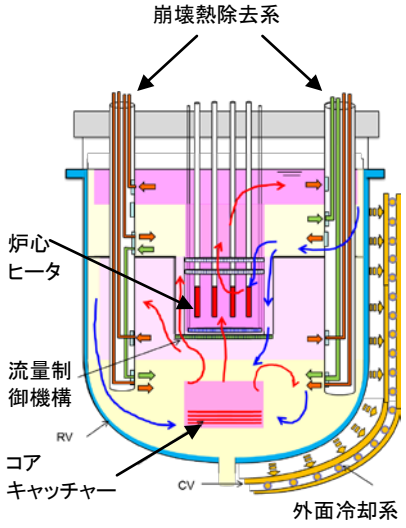


図1　AtheNa-RV 概念図

3. まとめ

本概念検討を元に CFD 解析を援用するなどして詳細設計を行うとともに試験条件の検討を進める。本試験により、シビアアクシデント時の各種崩壊熱除熱方式の特徴や相互作用を解明し、高速炉設計研究に反映する。

* Kunihiko Nabeshima[1], Norihiro Doda[1], Nobuyuki Ishikawa[1], Katsunori Amano[1] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

高速増殖炉の炉心溶融事故後冷却挙動の研究
(29) 液中ジェットの液滴生成挙動

Study on quench behavior at core disruptive accident for fast breeder reactor
(29) Droplet formation of a liquid jet in another immiscible liquid

*齋藤慎平[1]，阿部豊[1]，金子暁子[1]，金川哲也[1]，岩澤譲[1]，坂場弘[2]，小山和也[3]，成合英樹[1]
[1]筑波大学，[2]三菱重工業，[3]三菱 FBR システムズ

高速増殖炉の炉心溶融事故時には，ジェット状に射出された溶融燃料挙動の把握が重要となる．本報では，試験流体を用いた液液二相系でのジェット射出実験を実施し，液滴の生成挙動を観測した結果について報告する．

キーワード： 高速増殖炉，炉心溶融事故，In-vessel retention，ジェットブレイクアップ，液滴生成

1. 緒言

高速増殖炉の炉心溶融事故に対する事故後冷却性評価に向けて，冷却材中にジェット状に流出した溶融燃料のブレイクアップ挙動の把握が望まれている．著者らのグループでは，溶融ジェットブレイクアップにおける素過程の把握を目的とする実験的研究として，溶融金属-水系や非混和液液二相系での実験を実施してきた．本報で報告する液液二相系での実験の目的は，極めて複雑な熱流動挙動である溶融ジェットブレイクアップ過程における流体的相互作用を弁別して詳細に観察し，また，広く実験パラメータを設定しその影響を明らかにすることにある．

2. 実験

本実験で用いた実験装置は，高速度カメラ，テスト部，光源で構成される．分散相の流体はノズルを介して，時間的に一定の流出速度で，テスト部に装填された連続相の流体中へ射出される．流入速度は，ニードルバルブで調整した．本実験では試験流体として，分散相に水を，連続相にシリコンオイル (KF-96L-0.65CS) を用いた．ジェットの界面挙動はバックライト法により観測した．

3. 結果・考察

Fig. 1 は，ノズル径 7 mm におけるジェットの可視化結果である．流速の小さい領域では，ジェット先端において液滴が生成する様子が観察され，ノズル径と同オーダでほぼ単一の液滴径を有していた．流速の増加に伴いジェットの表面に現れる波は軸対称でなくなり，ジェット側部での液滴生成が卓越する様子が見られた．このような挙動は，気液系のジェット挙動[1]に類似している．また，流速が大きい場合，液滴径は分布を有していることを確認した．

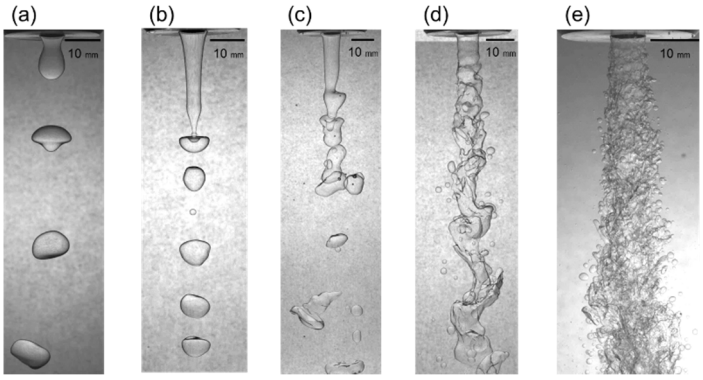


Fig. 1 Snapshots of jet breakup behavior with inlet velocity:
(a) 0.045 m/s, (b) 0.086 m/s, (c) 0.21 m/s, (d) 0.83 m/s, and (e) 2.1 m/s.

参考文献

[1] T. Ginsberg, ANS Proceedings of National Heat Transfer Conference, 1985.

*Shimpei Saito[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Yuzuru Iwasawa[1], Hiroshi Sakaba[2], Kazuya Koyama[3] and Hideki Nariai[1]
[1]University of Tsukuba, [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]Mitsubishi FBR Systems

高速増殖炉の炉心溶融事故後冷却挙動の研究
（30）界面固化を伴う溶融ジェットからの微粒化物生成

Study on Quench Behavior at Core Disruptive Accident for Fast Breeder Reactor

(30) Fragmentation of a Melt Jet with Surface Solidification

*岩澤譲[1]，阿部豊[1]，金子暁子[1]，金川哲也[1]，齋藤慎平[1]，坂場弘[2]，小山和也[3]，成合英樹[1]

[1]筑波大学，[2]三菱重工業，[3]三菱 FBR システムズ

高速増殖炉における炉心溶融事故時には，冷却材中に射出された溶融燃料の微粒化挙動の把握が重要となる．本報では，溶融した低融点金属を水中に射出し，生成した微粒化の質量を計測した結果を報告する．

キーワード： 高速増殖炉，　炉心溶融事故，　炉容器内終息，溶融ジェット，界面固化

1. 緒言

高速増殖炉における炉心溶融事故の炉容器内終息達成のため，事故後冷却性の評価では，冷却材中にジェット状に射出された溶融燃料の微粒化挙動の把握が必要となる．本報の目的は，溶融ジェットの射出により生成した堆積物の質量を計測し，射出条件による微粒化物生成の違いを明らかにすることである．

2. 実験

実機では，溶融燃料と冷却材の初期接触界面温度が溶融燃料の融点以下となることが想定される．実験では，これの模擬を目的に，低融点金属（融点 138 ˚C）と水を使用し，それらの初期温度 T_j と T_c をそれぞれ設定した．侵入速度 v_{j0} は，射出ノズル先端と液面までの距離の調節により設定した．溶融ジェットの射出後に堆積物を回収し，形状の分類とその質量を計測した．本研究では，初期接触界面温度[1] T_i が低融点金属の融点を超える条件を液液接触条件，下回る条件を界面固化条件とした．

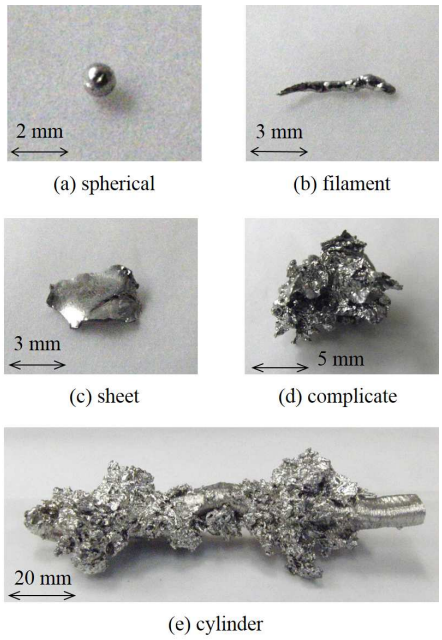


Fig. 1 Typical shapes of the fragments;
T_j = 150 ˚C, T_c = 20 ˚C, T_i = 120 ˚C, v_{j0} = 3.23 m/s.

3. 結果

回収した堆積物は，主に Fig. 1 に示す（a）-（e）の形状に分類できた．Fig. 2 に，各形状の堆積物が全質量に占める割合を示す．T_j が低下し（1）の液液接触条件から（2）の界面固化条件となると，シート形状と複雑形状の微粒化物の生成割合が増加した．両条件では，シート形状の微粒化物が全質量の半以上を占めた．(2) より，T_c を低下させることで，界面固化の影響が大きくなる（3）では，棒状の固化物が全質量の半分程度を占めた．今後は，条件による生成割合の変化の計測し，可視化画像との対応も行い，微粒化物の生成挙動を詳細に検討する．

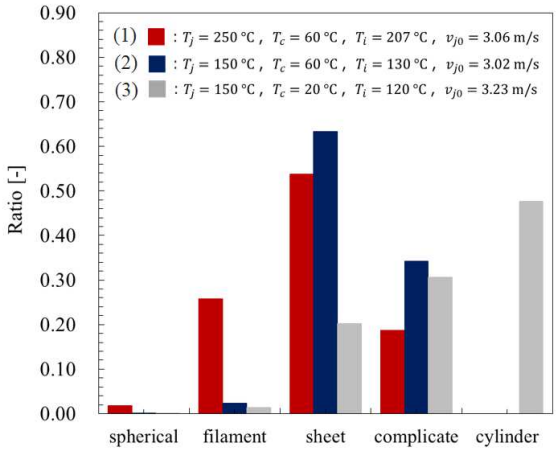


Fig. 2 Measured ratio of the fragments.

参考文献

[1] H. K Fauske, Nuclear Science and Engineering, Vol.51 (1973), pp.95-101.

*Yuzuru Iwasawa[1], Yutaka Abe[1], Akiko Kaneko[1], Tetsuya Kanagawa[1], Shimpei Saito[1], Hiroshi Sakaba[2], Kazuya Koyama[3] and Hideki Nariai[1]

[1]University of Tsukuba, [2]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [3]Mitubishi FBR Systems, Inc.

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

[1D14-16] Source Term

Chair: Murase Michio (INSS)

Sat. Mar 26, 2016 4:15 PM - 5:00 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[1D14] Preliminary analysis of Fission Product distribution at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants with MAAP 5.03

＊Kenichi Kanda[1], Kazuma Abe[1], Yoshihisa Nishi[1], Satoshi Nishimura[1], Koichi Nakamura[1], Masahiro Furuya[1], Atsushi Ui[1] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry）

4:15 PM - 4:30 PM

[1D15] Preliminary analysis of Fission Product distribution at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants with MAAP 5.03

＊Kazuma Abe[1], Kenichi Kanda[1], Yoshihisa Nishi[1], Satoshi Nishimura[1], Koichi Nakamura[1], Masahiro Furuya[1], Atsushi Ui[1] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry）

4:30 PM - 4:45 PM

[1D16] Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident

＊Ayumi Itoh[1] （1.The Institute of Applied Energy）

4:45 PM - 5:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

MAAP 5.03 による福島第一原子力発電所建屋内 FP 分布の試計算
（1） ２号計算結果

Preliminary analysis of Fission Product distribution at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants with MAAP 5.03 (1) Unit-2 analysis

*神田 憲一[1]，阿部 数馬[1]，西 義久[1]，西村 聡[1]，中村 康一[1]，古谷 正裕[1]，宇井 淳[1]
[1]電力中央研究所

福島第一原子力発電所 2 号機を対象に、公開情報をベースに MAAP5.03 コードによる事象進展解析を実施し、原子炉建屋内各階層における各部屋の核分裂生成物(Fission Product、以下 FP)挙動評価を試みた。

キーワード：MAAP，福島第一原子力発電所，2 号機、過酷事故解析，核分裂生成物

1. 緒言

東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃炉および炉心損傷後の FP 挙動の理解を進める上で、事故後の炉内状況や、デブリおよび FP 分布状況の把握が求められている。そこで最新の公開情報を元に過酷事故解析コード MAAP 5.03 による 2 号機の事故進展挙動解析を実施した。

2. 解析

図 1 に示す通り、原子炉建屋の各階層で部屋を詳細に分割し、2 号機の事故進展挙動および建屋内の FP 分布の時系列を解析した。

3. 解析結果及び考察

事故進展解析を行い、原子炉圧力容器(RPV)及び原子炉格納容器(PCV)内圧力の時系列が、公開されている実測値の傾向を再現していることを確認した。図 2 に解析結果として得られた各部屋の FP 移行挙動の時系列を示す。また解析結果として得られた FP 沈着量分布を公開されている建屋内線量マップと比較し、傾向が一致することを確認した。

4. 結論

本結果から建屋内に分割された各部屋での FP 分布を MAAP で評価することが可能なことが分かった。今後は、ジャンクション設定やクロノロジ等の入力条件を見直し、FP 分布の解析精度を高めることを検討している。

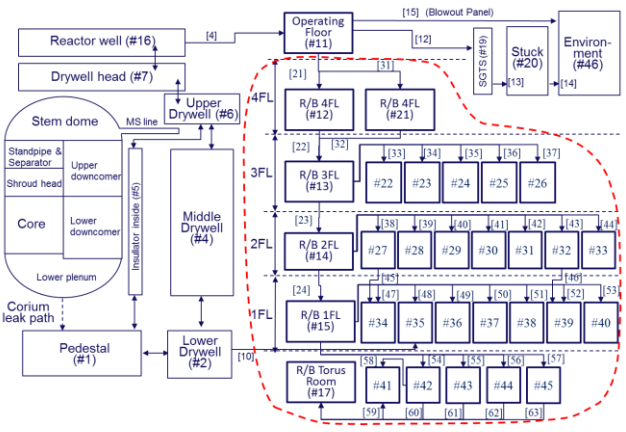


図 1　原子炉建屋内の部屋の分割

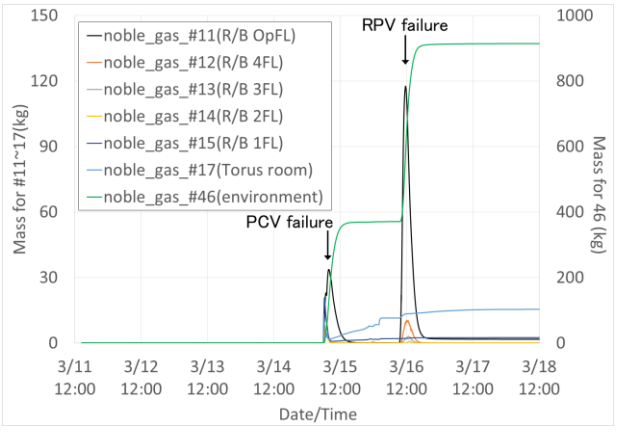


図 2　FP 移行挙動解析結果

*Kazuma Abe[1], Kenichi Kanda[1], Yoshihisa Nishi[1], Satoshi Nishimura[1], Koichi Nakamura[1], Masahiro Furuya[1], Atsushi Ui[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

MAAP 5.03 による福島第一原子力発電所建屋内 FP 分布の試計算 (2) 3 号機計算結果

Preliminary analysis of Fission Product distribution at Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants with MAAP 5.03 (2) Unit-3 analysis

*阿部 数馬[1]，神田 憲一[1]，西 義久[1]，西村 聡[1]，中村 康一[1]，古谷 正裕[1]，宇井 淳[1]
[1]電力中央研究所

福島第一原子力発電所 3 号機を対象に、公開情報をベースに MAAP5.03 コードによる事象進展解析を実施し、原子炉建屋内各部屋での核分裂生成物(Fission Product、以下 FP)挙動評価を試みた。

キーワード：MAAP，福島第一原子力発電所，3 号機、過酷事故解析，核分裂生成物

1. 緒言

東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃炉および炉心損傷後の FP 挙動の理解を進める上で、事故後の炉内状況や、デブリおよび FP 分散状況の把握が求められている。最新の公開情報を元に過酷事故解析コード MAAP 5.03 による 3 号機の事故進展挙動解析を実施した。

2. 解析結果

図 1 に示す通り、原子炉建屋の各階層を詳細なノード分割を行い、建屋内の FP 分布の時系列を解析した。

3. 解析結果および考察

図 2 に MAAP による原子炉圧力容器(RPV) 内の圧力の時系列を示す。公開されている実測値を精度良く再現している。原子炉格納容器(PCV)内の圧力の時系列も同様によく一致した。また、各部屋の FP の移行挙動や部屋毎の FP 沈着量等を得た。公開されている建屋内線量マップと FP 沈着量分布の解析結果とを比較し、傾向が一致することを確認した。

3. 結論

本結果から建屋内に分割された各部屋での FP 分布を MAAP で評価することが可能なことが分かった。今後は、ジャンクション設定やクロノロジ等の入力条件を見直し、FP 分布の解析精度を高めることを検討している。

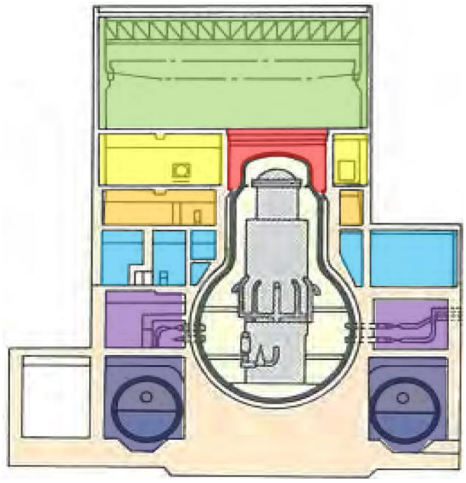


図 1 原子炉建屋ノード分けの概念図

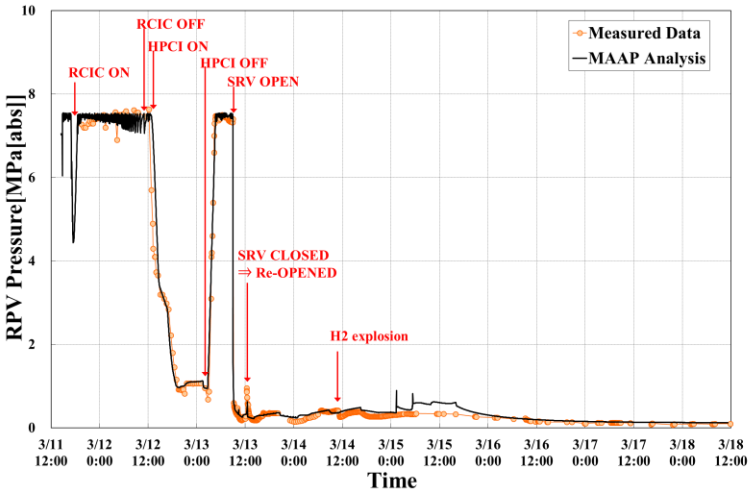


図 2　RPV 圧力解析結果

*Kazuma Abe[1], Kenichi Kanda[1], Yoshihisa Nishi[1], Satoshi Nishimura[1], Koichi Nakamura[1], Masahiro Furuya[1], Atsushi Ui[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

原子炉過酷事故における放射性核分裂生成物挙動の評価
エアロゾル状 FP に対するプールスクラビングモデルの妥当性確認

Evaluation of Fission Products Released during the NPP Severe Accident
Validation of Pool Scrubbing Model for Aerosol Fission Products

*伊藤 あゆみ[1]，内田　俊介[1]，内藤　正則[1]，ペレグリニ　マルコ[1]
[1]エネ総研

過酷事故解析コード SAMPSON におけるプールスクラビングモデルについて、電共研および海外研究機関における実験結果を用いて、モデルの妥当性検証を実施した。

キーワード：SAMPSON，放射性核分裂生成物, FP，プールスクラビング，除染係数, DF，エアロゾル

1. 緒言

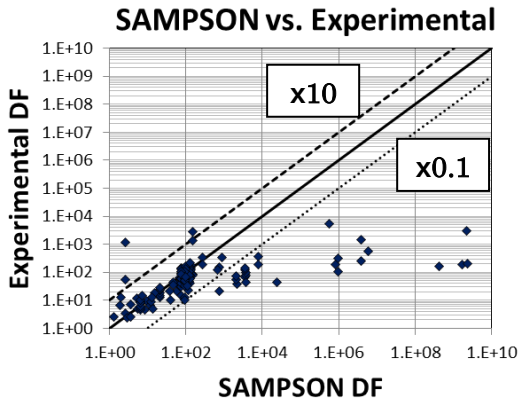
SAMPSON は、エアロゾル状放射性核分裂生成物（FP）のプールスクラビングによる除染係数（DF）を、エアロゾル粒径、プール深さ、プール水温、入射ガス水蒸気割合、プール表面圧力等のパラメータから算出するモデルを採用している。本モデルは、福島第一原子力発電所実機を想定したプール深さと、１ミクロンを超えるエアロゾル粒径に対して、過大な DF を計算しており、ソースターム評価に与える影響を無視することはできない。本報では、従来モデルの妥当性確認によって得られた問題点と改良点について報告する。

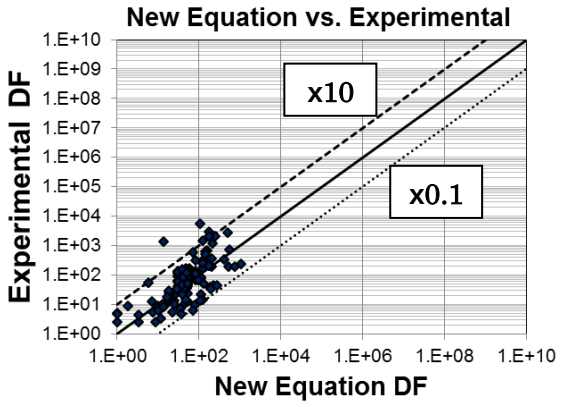
2. 解析手法

モデル検証に十分な公開情報を保有する実験を選択し、本モデルによる計算結果と実験によって得られた DF を比較した。大きな差異がみられるパラメータセットを詳細に分析し、エアロゾル粒径およびプール深さがある一定の条件を満たす場合に、実験結果からの乖離が大きくなることがわかった。また、入射ガス流速が大きい場合や構成化合物が溶解性である場合にも、やはり実験結果からの乖離がみられたため、パラメータとして考慮する必要性があることがわかった。

3. 結論

従来のモデル式において、エアロゾル粒径およびプール深さに対する相関式を見直し、さらに、入射ガス流速、溶解度をパラメータとして新たに導入し、実験値の傾向をより再現できるようにした。改良された相関式によって、改良前のモデルと比較して、数桁程度の精度向上を実現することができた。





*Ayumi Itoh[1], Shunsuke Uchida[2], Masanori Naitoh and Marco Pellegrini[1]
[1]The Institute of Applied Energy.

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

[1D17-21] Filtered Vent

Chair: Arai Takahiro (CRIEPI)

Sat. Mar 26, 2016 5:00 PM - 6:15 PM Room D (Lecture Rooms B B104)

[1D17] Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting

＊Yasuhiro Nakao[1], Naoki Horiguchi[1,2], Hiroyuki Yoshida[2], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] （1.University of Tsukuba, 2.JAEA）

5:00 PM - 5:15 PM

[1D18] Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting

＊Naoki Horiguchi[1,2], Hiroyuki Yoshida[1], Yasuhiro Nakao[2], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1], Yutaka Abe[1] （1.Univ. of Tsukuba, 2.JAEA）

5:15 PM - 5:30 PM

[1D19] Sophistication of filtered containment venting system operation

＊Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1], Yoshihisa Nishi[1] （1.CRIEPI）

5:30 PM - 5:45 PM

[1D20] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core debris

＊Tadashi Narabayashi[1], Go Chiba[1], Tamotsu Kozaki[1], Takao masuda[1], Yuta Makasaka[1], Masanobu Sato[2], Daisuke Akiyama[2] （1.Hokkaido Univ., 2.Tohoku Univ.）

5:45 PM - 6:00 PM

[1D21] Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core debris

＊Daisuke Akiyama[1], Tasuku Ishii[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1], Tadashi Narabayashi[2] （1.Tohoku Univ., 2.Hokkaido Univ.）

6:00 PM - 6:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

フィルタードベントのためのベンチュリースクラバー内二相流評価手法の開発 （1）拡大部における液膜厚さの計測

Development of evaluation method for two-phase flow in Venturi scrubber for filtered venting
(1) Measurement of liquid film thickness in diffuser part

*中尾 泰大[1]，堀口 直樹[1,2]，吉田 啓之[2]，金川 哲也[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]
[1]筑波大学，[2]原子力機構

フィルタードベントで用いる自吸式ベンチュリースクラバー（VS）内の流動評価手法の構築を目的として，本報では，VS 内での液膜厚さについて，いくつかの流動条件での平均厚さおよび液膜の波立ちを実験的に調べた結果を述べる．

キーワード：ベンチュリースクラバー，環状噴霧流，液膜，液膜厚さ

1. 緒言

原子力発電所への設置が望まれているフィルター付きベントシステムの一つに，複数のベンチュリースクラバー（VS）により構成されるシステムがある．VS 内に形成される噴霧流により，放射性物質は汚染ガス中から液体中へと捕集され，除染が行われる．拡大部において形成される環状噴霧流により，VS 内で液滴および液膜が発生する． VS 内での液滴の流路断面を把握する上で，液膜が及ぼす影響を調べることは重要である．本報では，VS 内での液膜厚さについて，それぞれの流動条件での平均厚さおよび液膜の波立ちについて実験的に検討した結果を評価した．

2. 実験体系

既報[1]と同様の矩形状 VS や実験体系を用いて計測を行った．自吸口にかかる水頭を 1000 mm とし，喉部での見かけ気相流速を 85~290 m/s で変化させ，レーザー変位計（キーエンス製，LT-9030M）を用いて液膜厚さを計測した．また，VS 内を流れる液膜を対象として，拡大部で，LED および高速度カメラ（ノビテック製，Phantom）を用いたバックライト法により可視化計測した．

3. 結果・考察

喉部見かけ気相流速 126.4 m/s における可視化結果の一例を図 1 に示す．波立ちによって，壁面を流れる液膜の厚さに変化が確認された．喉部見かけ気相流速に対する VS 内壁面での液膜の平均厚さを図 2 に示す．喉部見かけ気相流速の増加に伴い，液膜の平均厚さが減少した．今後は，液膜厚さの変化傾向の詳細な把握と計測精度の検討のため，データ数を増やす予定である．

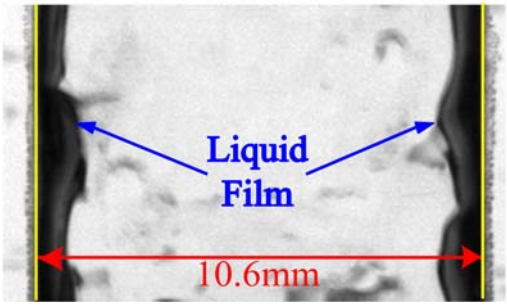


Fig.1 Typical snapshot of liquid film in Venturi scrubber.

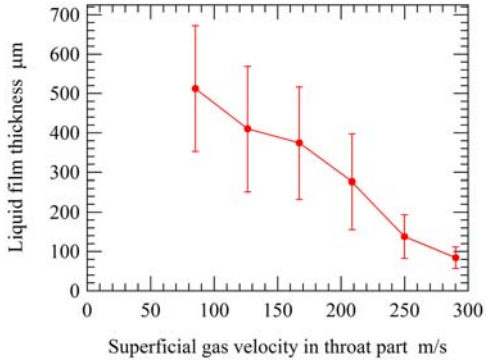


Fig.2 Liquid film thickness at throat with variety of gas velocity.

参考文献

[1] 中尾ら，2015 年日本原子力学会秋の大会 C01
[2] Horiguchi et al., *Mech. Eng. J.*,**1**(4)(2014), 1.

---

*Yasuhiro Nakao[1], Naoki Horiguchi[1,2] Hiroyuki Yoshida[2], Tetsuya Kanagawa[1] , Akiko Kakeko[1] and Yutaka Abe[1]
[1] Univ. of Tsukuba, [2] JAEA

フィルタードベントのためのベンチュリースクラバー内二相流評価手法の開発
（2）可視化による流路断面内液滴分布計測

Development of Evaluation Method for Two-phase Flow in Venturi Scrubber for Filtered Venting
(2) Measurement with Visualization of Cross-sectional Distribution of Droplets

*堀口 直樹[1,2]，吉田 啓之[2]，中尾 泰大[1]，金川 哲也[1]，金子 暁子[1]，阿部 豊[1]
[1]筑波大学，[2]原子力機構

フィルタードベントのためのベンチュリースクラバー（VS）の除染性能を評価する上で、液滴径及び流路断面での分布の把握は重要である。これまでマイクロオーダーの微小液滴発生は確認されているものの流路断面でどう分布するかは確認されていない。本報は、液滴径の流路断面分布を取得した結果を述べる。
キーワード：ベンチュリースクラバー，環状噴霧流，流路断面の液滴径分布，可視化

1. 緒言　本研究では、ベンチュリースクラバー（VS）の性能評価手法及びこれに必要な評価式の構築を目的として、流動の可視化実験や詳細な数値解析を実施してきた[1]。本報では既報[2]に続き、可視化によりVS 出口で流路断面の液滴径分布を取得した結果を述べる。

2. 実験

2-1. 実験装置・条件　実験には既報の装置[1]を用いた。撮影には高速度カメラ Phantom（Vision Research Inc. 製）とカメラレンズ LeicaZ16（Leica Microsystems GmbH 製）、可視化用レーザー光源 CAVILUX（Cavitar Ltd.製）を用いた。装置の VS 出口部分と撮影面の詳細を Fig. 1 に示す。撮影面上流にある喉部の y 軸負方向側の壁面から、自吸口を通して水が流入する。撮影は y 軸方向に 3 点実施し、撮影速度は 5,000 fps、カメラシャッター開口時間 1 μs、光源の露光時間は 20 ns とし、各開始時刻は同期させた。流動条件は出口見かけ気相速度 70.1 m/s、自吸口にかかる水頭圧は 10 kPa（水深 1000 mm 相当）とした。

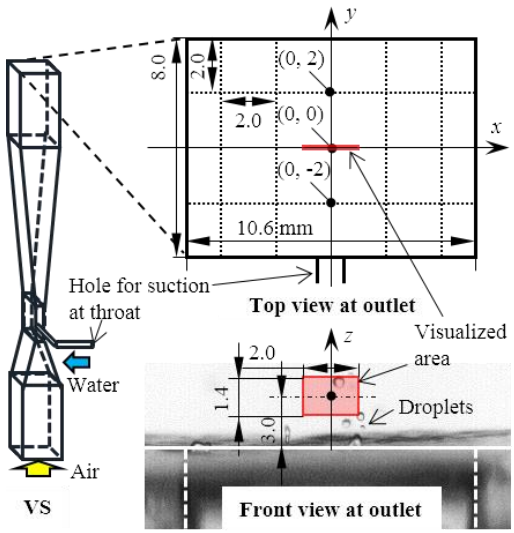


Fig. 1　Position for observation.

2-2. 結果・考察　Fig.2 に実験結果を液滴径のヒストグラムで示す。処理枚数は 500 枚（計測時間 0.1 ms 分）、ヒストグラム区間は 5 μm で一定、代表値は各区間の平均値とした。3 点ともに最頻値は 7.5 μm であった。液滴分布は、自吸口側に偏らず y 軸方向での顕著な違いは見られなかった。

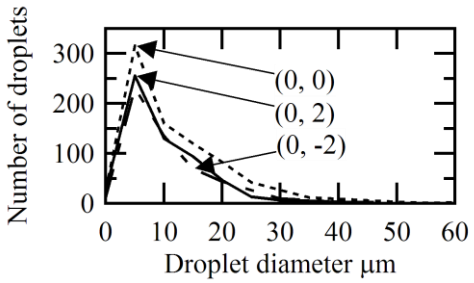


Fig. 2　Histogram of droplet diameter.

3. 結論　VS 出口で流路断面の液滴径分布を取得し、位置毎の分布に顕著な違いがないことがわかった。今後は、流動条件等を変更して実験データを拡充させ、液滴径の予測評価手法を検討する。

参考文献

[1] Horiguchi et al., *Mech. Eng. J.*,**1**(4)(2014), 1.
[2] 堀口ら,2015 年日本原子力学会秋の大会

*Naoki Horiguchi[1,2], Hiroyuki Yoshida[2], Yasuhiro Nakao[1], Tetsuya Kanagawa[1], Akiko Kaneko[1] and Yutaka Abe[1]
[1]Univ. of Tsukuba, [2]JAEA

フィルタベントシステムの運用高度化
(6) エアロゾル除染性能の数理モデル化

Sophistication of filtered containment venting system operation
(6) Numerical modeling of aerosol decontamination performance

*金井 大造[1]，古谷 正裕[1]，新井 崇洋[1]，西 義久[1]
[1]電中研

大気圧条件、内径 500 mm、高さ 8 m 試験部において、エアロゾル除染性能試験を実施し、得られたデータベースから、粒径、液位、流速等をパラメータとするエアロゾル除染性能についての実験式を得た。

キーワード：フィルタベント，除染係数，エアロゾル

1. 緒言

放射性物質の外部放出量を低減するフィルタベント装置（FCVS）の除染性能は、事故シナリオや運用条件（液位や流動条件等）に依存する。著者らは、これらのパラメータを広い範囲で変化させることが可能な FCVS 試験設備を設計・製作し、系統的な実験により、エアロゾル除染性能についてのデータベースを得た。本報告では、このデータベースから得たエアロゾル除染性能の数理モデルについて報告する。

2. 試験装置及び方法

電中研 FCVS 試験設備は、試験部、蒸気ボイラ、空気圧縮機、エアロゾル／ヨウ素／有機ヨウ素供給・計測システムから構成され、過酷事故条件を含む広範囲での試験が可能である。エアロゾル除染性能は、エアロゾルを気流中に分散させ、試験部に導入し、試験部入口／出口での数密度から評価する。本研究では、大気圧水空気条件において、空気流量、液位、内部構造並びに粒径をパラメータとし、エアロゾル除染性能を評価した。

3. 結論

FCVS 全体での除染性能は各部位での除染性能の積で表すことが可能であることを明らかにした。液相部では出口粒子数は、スクラバ液位に対して指数関数的に減衰し、その減衰係数は、粒径の有効径に依存するといった実験データを基に液相部エアロゾル除染性能をモデル化した（図１）。

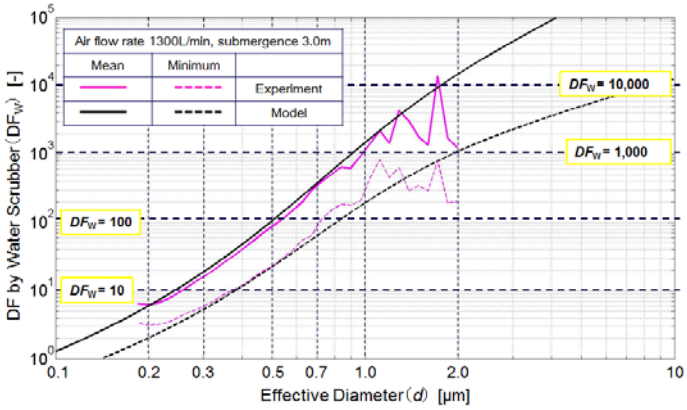


図１　液相部エアロゾル除染係数（計測結果と数理モデル）

謝辞　本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 26 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（フィルタベントの性能評価のための技術基盤整備）」の一部として実施した。

*Taizo Kanai[1], Masahiro Furuya[1], Takahiro Arai[1] and Yoshihisa Nishi[1]
[1]Center Research Institute of Electric Power Industry

多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究 （1）全体計画

Development of a high efficiency multi-nuclide aerosol filters for radiation protection during a process of cutting core (1) Outline of this study

*奈良林直[1]，千葉豪[1]，小崎完[1]，増田 隆夫[1]，中坂佑太[1]，佐藤修彰[2]，秋山大輔[2]
[1]北海道大学，[2]東北大学，

福島第一原子力発電所の廃炉においては、作業者の被曝低減と敷地外の放射性物質の漏洩防止のために、高除染性フィルターベントの技術を基に、多核種高除染性空気浄化システムを開発する。

キーワード：廃炉作業、福島第一原子力発電所、多核種、空気除染システム、作業被曝低減

1.緒言　福島第一原子力発電所の廃炉においては、原子炉建屋や格納容器内の汚染は深刻で、廃炉作業を実施するためには、作業者の被曝低減と敷地外の放射性物質の漏洩防止を徹底しなくてはならない。本研究プログラムでは、高除染性フィルターベントの技術を基に、多核種除染性能の向上によるフィルターエレメントの減容、遮蔽性能の向上、汚染されたフィルターエレメントの廃棄物処分評価技術の開発を実施する。

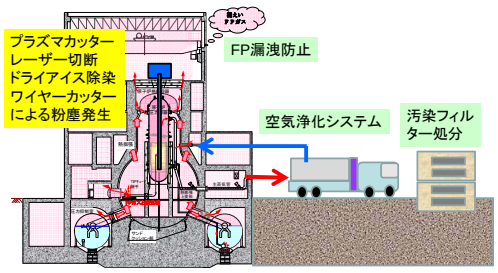


図１　高除染性空気浄化システムの概念

2.研究の概要　各地の原子力発電所に設置されるフィルターベントの運転は 10 日足らずであるが、廃炉においては、その作業が終了するまで長期運転する必要がある。また、図１に示す、プラズマやレーザ加工、壁面のドライアイス除染などでは、多核種の粉塵やエアロゾルの発生が不可避であり、炉内や格納容器内の状況把握から燃料デブリ取出しに至るまでの全工程で被曝低減に貢献する技術である。米国 Zion 発電所の廃炉作業では、プラズマカッターなどの熱が入る作業は格納容器内の線量が上がり断念し、ワイヤカッターに切り替えたとのことであり、福島第一原子力発電所の廃炉作業では、高除染性空気浄化システムのニーズが高いことを確認済みである。また、既に開発済みのフィルターベントの技術を基にしていることから、多核種除染性能の向上、フィルターエレメントの減容、遮蔽性能の向上、除染廃棄物処分技術の開発等、線量分布測定値から多核種線源分布の推定など各研究項目とその目標も達成可能である。

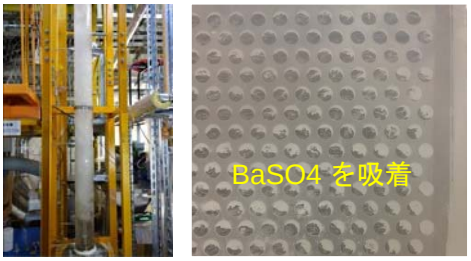


図２　湿式および乾式フィルター

3.先行研究の実績　高除染性フィルターベントシステムの開発により、得られたヨウ素やセシウムなどの高除染性技術を、廃炉作業が実施される原子炉建屋及び原子炉格納容器内の放射性エアロゾルや微粉塵の除去に用いる。また、プラズマカッターやレーザ切断といったデブリを高温に加熱する場合、ナノサイズの非常に小さな放射性エアロゾルが生成され、HEPA フィルターやメタルファイバーフィルターでは除去しきれない可能性があるので、蒸気注入表面凝縮式ナノエアロゾルフィルターの開発によって、これらの除染にも対応可能となる。放射性多核種を扱う必要があるため、例えばヨウ素 129 の壊変により、キセノンなどの放射性希ガスも発生するが、核壊変と減衰の解析評価、銀ゼオライトへの拡散吸着メカニズムの解明と高性能化を担当する。本研究プログラムで開発する高除染性空気浄化システムは、湿式フィルターを前処理に用いて汚染水を ALPS（多核種液体浄化システム）を活用すると共に、気体中に含まれるエアロゾルやヒューム、メチルヨウ素などの放射性気体の処理を行う。

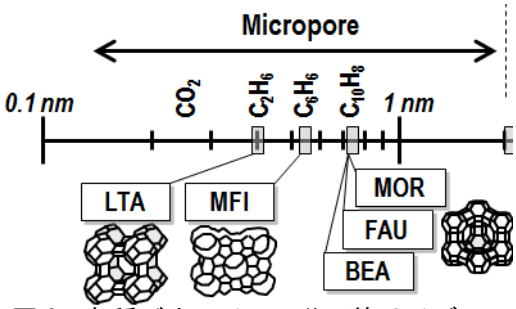


図３　各種ゼオライトの分子篩サイズ

4.期待される効果とスケジュール　本システムの導入を以て、福島第一原子力発電所の液体の多核種放射性物質の除去に加え、気相の多核種放射性物質の除去が可能となり、廃炉作業の被曝低減、作業効率の改善・スピードアップにつながることが期待される。平成 30 年には福島第一の初号機の取り出し工法が確定することから、本研究は平成 29 年度までの３年間で実施する。

5.結言　本研究では、水中および気中のいずれの取り出し工法にも対応できるように、湿式フィルターと乾式メタルファイバーを組み合わせ、更にゼオライトの分子篩を用いて多核種の放射性エアロゾルやレーザ切断に伴うナノサイズのヒュームの除去をも可能とする。

参考文献　**[1]**奈良林ら、2011 秋の大会 L15、[2]奈良林ら、2012 春の年会 G40、[3]奈良林ら 2013 年秋の大会 H49、[5]正部川ら　機械学会動力エネルギーシンポジウム B212（2015）、[6]奈良林ら、2015 秋の大会 F16.

---

*Tadashi Narabayashi[1], Go Chiba[1], Tamotsu Kozaki[1], Takao Mmasuda[1], Yuta Nakasaka[1], Masanobu Sato[2] and Daisuke Akiyama[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]Tohoku Univ.

多核種高除染性空気浄化システム開発による作業被曝低減化研究
(2)銀添加ゼオライトによるヨウ化メチルの吸着・脱離挙動の評価

Development of a High Efficiency Multi-Nuclide Aerosol Filters for Radiation Protection during a Process of Cutting Core Debris.

(2) Evaluation of Sorption and Desorption Behavior of Methyl Iodide by Silver Doped Zeolite.

*秋山　大輔[1]，石井　翼[1]，佐藤　修彰[1]，桐島　陽[1]，奈良林　直[2]

[1]東北大学，[2]北海道大学

高除染性フィルタードベントシステムの開発を目的として、XRF を用いた銀ゼオライト(AgX)中のヨウ素吸着量について調べるとともに、TG-DTA を用いて CH_3I 吸着時の AgX の質量変化や吸着実験後の AgX からのヨウ素脱着の挙動について調べた。

キーワード：フィルタードベントシステム，ゼオライト，放射性ヨウ素，ヨウ化メチル

1. 緒言　福島第一原子力発電所事故では周辺環境に大量の放射性物質が飛散した。格納容器内の蒸気を大気に放出する際に放射性物質を除去するフィルタードベントシステム(FCVS)があれば、周辺環境に甚大な影響は及ぼさなかったと考えられる[1)]。これより事故後すべての BWR に FCVS の設置が義務付けられたが、ベントガス中における有機ヨウ素の吸着に関しては現行の吸着剤では未だ十分とは言えない。そこで現在注目を集めている吸着剤が銀添加ゼオライト(AgX)である。前報[2)]にて AgX の飽和吸着量を決定したが、FCVS の安全利用のためにはそれらをより多面的に評価しヨウ素の脱離挙動についても調べる必要がある。本報では吸着実験後の AgX を用いて TG-DTA 分析とそれぞれの結果の比較を行い AgX からヨウ素が脱離する挙動を調べた。また XRF 分析と AgX の重量計測を行い、前報[2)]の結果と比較しヨウ素吸着量の多面的評価を行った。

2. 実験　前報[2)]の破過実験で使用された AgX と AgI 試薬を用いて TG-DTA 分析を行い、加熱による AgX の変化を観察した。また分析結果からヨウ素吸着量を算出した。次に XRF 分析から AgX 中に存在するヨウ素量を求めた。これらに加え、破過実験前後での AgX 重量計測からもヨウ素の吸着量を求めた。

3. 結論　ヨウ素吸着後の AgX の TG-DTA 分析の結果から、ゼオライト構造の変化によるピークの他に150℃と 550℃付近でピークを確認した。また加熱温度が 600℃以上で AgI の溶融による重量の減少を確認し、AgI 試薬の分析結果と一致した。これは溶融した AgI が高温により分解してヨウ素が揮発することを示しており、600℃以上の加熱で AgX のヨウ素保持力が失われることが分かった。XRF 分析と AgX の重量計測の結果から、CH_3I の一部が物理吸着されているが、AgX の細孔内では安定に存在しないと分かった。これらと前報[2)]の破過実験の結果から、吸着部温度が 100℃以上では AgX の化学吸着性能が十分に機能し、AgI として化学吸着したヨウ素を 600℃まで保持することが可能であることが分かった。

参考文献

[1] 奈良林ら，2013年秋の大会, H49

[2] 石井ら, 2015 年秋の大会, F15

Tasuku Ishii[1], *Daisuke Akiyama[1], Nobuaki Sato[1], Akira Kirishima[1] and Tadashi Narabayashi[2].

[1]Tohoku Univ., [2]Hokkaido Univ.

謝辞　本研究の一部は、科学研究費(基盤研究(B) 24360388)、国立研究開発法人科学技術振興機構(JST)の科学技術試験研究委託事業の一環として実施した。

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2. Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1E01-07] Safety Case 1

Chair: Taiji Chida (Tohoku Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 10:00 AM - 11:55 AM Room E (Lecture Rooms B B202)

[1E01] Development of the NUMO Safety Case

＊Tetsuo Fujiyama[1], Satoru Suzuki[1], Akira Deguchi[1], Hiroyuki Umeki[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

10:00 AM - 10:15 AM

[1E02] Development of the NUMO Safety Case

＊Kunio Ota[1], Junichi Goto[1], Takanori Kunimaru[1], Hiromitsu Saegusa[1], Saori Yamada[1] （1.NUMO）

10:15 AM - 10:30 AM

[1E03] Development of the NUMO Safety Case

＊Satoru Suzuki[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Yoichi Yamamoto[1], Shigeru Kubota[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

10:30 AM - 10:45 AM

[1E04] Development of the NUMO Safety Case

＊KAZUHISA YAMASHINA[1] （1.NUMO）

10:45 AM - 11:00 AM

[1E05] Development of the NUMO Safety Case

＊Kiyoshi Fujisaki[1], Susumu Kurosawa[1], Manabu Inagaki[1], Sanae Shibutani[1], Keisuke Ishida[1], Akie Fujimoto[1], katsuhiko Ishiguro[1], Masaki Tsukamoto[1], Takafumi Hamamoto[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

11:00 AM - 11:15 AM

[1E06] Development of the NUMO Safety Case

＊Susumu Kurosawa[1], Takafumi Hamamoto[1], Keisuke Ishida[1], Akie Fujimoto[1], Manabu Inagaki[1], Sanae Shibutani[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Katsuhiko Ishiguro[1], Masaki Tsukamoto[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

11:15 AM - 11:30 AM

[1E07] The development of analysis platform of hydro-transport-chemical-mechanical coupling model for radioactive waste repository

＊keiichi Tsujimoto[1], Mayumi Takazawa[1], Kouhei Yamaguchi[1], Gaku Hashimoto[2], Hiroshi Okuda[2] （1.Mitsubishi Materials Corporation, 2.The University of Tokyo）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

NUMO セーフティケースの開発
（1）基本戦略

Development of the NUMO Safety Case
(1) Basic strategy

*藤山 哲雄，鈴木 覚，出口 朗，梅木 博之
原子力発電環境整備機構（NUMO）

NUMO では，わが国における地層処分の技術的信頼性についての再確認，および文献調査以降の作業に即応するための技術的な整備を目的として，セーフティケースを開発している。サイト調査段階に適合可能なセーフティケースとして，考慮すべき諸条件に現実的に対応するための技術の提示に力点を置いている。
キーワード：地層処分，セーフティケース，安全戦略，技術的信頼性

1. 背景

東北地方太平洋沖地震ならびに東京電力福島第一原子力発電所事故の発生等を踏まえ，「第２次取りまとめ」[1]により示されたわが国における地層処分の技術的信頼性を再評価することが求められている。一方，国が科学的有望地を示す方針[2]が決定されたことで，処分地選定が新たな局面を迎えつつあり，サイト選定の進展に即応可能な技術の整備状況を示すことは，以前にも増して重要と考えられる。これらに応えるため，NUMO では，文献調査段階以降に候補サイトの特性を踏まえて更新していく雛型となるセーフティケースの開発を進めている。

2. 開発の基本戦略

わが国では現時点で調査サイトや候補母岩が特定されていない。「第２次取りまとめ」では，わが国の地層処分概念を一般的に検討しその成立性が概括的に論じられた。NUMO セーフティケースは，実際のサイト調査の段階で行う作業を念頭に置き，最新の科学的知見や技術を反映することはもちろん，事業を進めていくなかで想定される現実的な技術的制約条件などへの対応を具体的に提示することに留意した。

セーフティケースの開発にあたっては，深地層の研究施設などの研究開発成果を含むわが国の地質環境に対する最新の理解に基づき，サイト選定において想定される幅広い地質環境を類型化して候補母岩の現実的な地質環境モデルを作成し，これらに対して処分場の設計から安全評価までの一連の作業を行うことにより，地層処分を実施するための技術的な方法論が整っていること，および処分場の閉鎖前と閉鎖後において安全性を確保できる見通しがあることを示す。併せて，地層処分の信頼性向上に向けた今後の技術開発課題を明らかにする。

具体的には，わが国の実際のデータに基づき，処分場内に存在する小規模な断層・亀裂といった現実的な地質環境の特徴をモデル化し，これに合わせた処分坑道レイアウトの設計とその特徴をできるだけ忠実に表現したモデルによる安全評価の実施など，実際のサイトの相互比較や選定作業，処分場設計の最適化などを視野に入れた技術を例示して，その技術的信頼性を論じるというアプローチを採っている。

このアプローチでは，セーフティケースとしての網羅性を勘案しつつ，特に以下の点に留意している。

- 長期にわたる事業を見据えた知識・情報管理や品質保証，人材育成や技術継承などの事業マネジメントを含め，サイト選定，処分場の設計，安全評価にかかわる安全戦略を具体化
- 過度の保守性を排除した現実的なモデルとデータベースの開発および適用
- 多様な地質環境に対応するための設計オプションの準備，経済性を考慮した人工バリア仕様の合理化の提示，回収可能性を支える技術の提示
- 操業時における安全性の評価や事故時の対応などを提示
- 閉鎖後長期の安全評価における不確実性に対応するためのリスク論的な手法の導入

参考文献

[1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：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次取りまとめ－

[2] 経済産業省（2015）：特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成 27 年 5 月 22 日閣議決定）

*Tetsuo Fujiyama, Satoru Suzuki, Akira Deguchi and Hiroyuki Umeki
Nuclear Waste Management Organization of Japan

NUMO セーフティケースの開発
（2）適切なサイトの選定とモデル化

Development of the NUMO Safety Case
(2) Site characterisation and synthesis into SDMs

*太田 久仁雄，後藤 淳一，國丸 貴紀，三枝 博光，山田 彩織
原子力発電環境整備機構（NUMO）

NUMO セーフティケースの作成にあたり，サイト選定に向けた基本的な考え方や調査・評価技術などの準備が整っていることを示したうえで，最新の科学的知見に基づき，処分場の設計から安全評価までの一連の作業を行うため，候補母岩の現実的な地質環境モデルを提示する。
キーワード：地層処分，セーフティケース，サイト選定，候補母岩，地質環境モデル

1. はじめに

地質環境が長期にわたり安定であることを技術的な信頼性をもって提示することは，地層処分において必須である。NUMO は，文献調査，概要調査，精密調査の三段階を通じて当該サイトの地質環境情報を取得し，処分場の設計から安全評価にいたる一連の作業を行うことによって，地質環境が本来的に有する安全機能が長期にわたり安定に維持されるサイトを選定する。現在，わが国においては，サイト選定の新たな局面を迎えつつあることから，その進展に即応できる技術を整備することが重要である。このため，NUMO が開発を進めているセーフティケースでは，わが国の多様な地質環境に対して，地層処分に適していることを確認し選定するための方法論や調査・評価技術を示すとともに，処分場の実現可能性および安全確保の見通しがあることを示すための作業の基盤となる候補母岩の現実的な地質環境モデルを提示する。

2. 地層処分に適した地質環境の選定

サイト選定においては，段階的に調査の詳細度を高めつつ，法定要件に基づき段階的に整備する考慮事項[1]や国の審議会により示された「地質環境の長期安定性への影響要因に関するサイト調査の方針」[2]などに照らして，地質環境の安全機能を損なう可能性のある自然現象による著しい影響を回避することとしている。さらにその影響を回避したサイトにおいて，地質環境特性の時間的・空間的変遷を把握することにより，その変化の幅を考慮に入れても地層処分にとって好ましい特性が長期にわたり安定に維持される地質環境を特定する。NUMO は，これまでに最新の科学的知見や技術開発成果などを取りまとめ，安定な地質環境を適切に選定するための考え方や方法論，調査・評価技術などを体系的に整備している。

3. 候補母岩の現実的な地質環境モデルの構築

わが国の地質環境に係る最新の理解に基づき，サイト選定において現実的に想定される幅広い地質環境を長期安定性，処分場の設計（建設可能性や容易性），安全評価（地下水流動や物質移動特性）の観点から類型化し，候補母岩として想定される岩種として深成岩類，新第三紀堆積岩類，先新第三紀堆積岩類を取り上げた。さらに，サイト選定の各調査段階に対応させ，処分場の設計および安全評価との連携を図りつつ，①全国規模の地質環境データセットに基づく広域（数十 km）スケールの現実的な地質構造／水理地質構造モデルの構築，②広域スケールの地下水流動解析結果に基づく処分場（数 km）スケールの領域の設定，③地下深部において体系的に取得された地質環境データに基づく処分場～パネル（数百 m）スケールの現実的な地質構造／水理地質構造モデルの構築を実施した。また，候補母岩の好ましい特性が長期にわたり安定に維持されることを確認するために，広域スケールの地質構造および地下水流動場の長期的な時間変遷に係るモデルを提示した。

参考文献

[1] NUMO（2009）：概要調査地区選定上の考慮事項．放射性廃棄物の地層処分事業について，分冊－2.
[2] 総合資源エネルギー調査会（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価－地質環境特性および地質環境の長期安定性について．平成 26 月 5 月，地層処分技術 WG.

*Kunio Ota, Junichi Goto, Takanori Kunimaru, Hiromitsu Saegusa and Saori Yamada
Nuclear Waste Management Organization of Japan

NUMO セーフティケースの開発
（3）処分場の設計と工学技術

Development of the NUMO Safety Case
(3) Repository design and engineering

*鈴木 覚，藤崎 淳，山本 陽一，窪田 茂
原子力発電環境整備機構（NUMO）

地層処分のセーフティケースの開発にあたり，サイト選定において想定される現実的な地質環境モデルを対象として，体系的な処分場設計の方法論とそれを実現するための建設・操業・閉鎖の工学技術を具体的に提示しその適用性を論ずる。これによって，第 2 次取りまとめ[1]以降の技術開発により，安全な処分場の実現に必要な工学技術が着実に整備されていることを示す。

キーワード：地層処分, セーフティケース, 処分場概念, 実用性

1. 緒言

地層処分事業においては，段階的にサイト選定が進められ，これに合わせて地質環境特性に関する情報が段階的に詳細化される。また，わが国には処分場の候補となりうる多様な岩種の特徴を踏まえた地質環境特性を考慮するとともに，最新の科学技術的知見を適宜反映して処分場の設計を柔軟に行うことを可能としておくことが，処分場の実現可能性と安全確保の観点から重要である。NUMO セーフティケースの作成にあたっては，サイト選定において想定される現実的な地質環境や操業環境において，安全性を有し，かつ実用的な工学技術で処分場を建設・操業するための方法論の整備とその適用性の評価を実施している。

2. わが国の地質環境を想定した処分場の設計の考え方

様々な条件に柔軟に対応した処分場の設計を行うことができるようにするため，適用可能と考えられる処分場概念を複数準備し，合わせて設計や操業の代替方策（設計オプション）の整備を進めている。首尾一貫した安全性と実現性の説明が可能となるように要件管理手法の適用にも取り組み，処分場に対する要求事項（閉鎖後および閉鎖前安全性確保，実用性，回収可能性，経済的合理性など）を明確にした上で設計要件を体系的に設定している。ここで開発した体系的な設計の方法論においては，これまでに科学技術的知見が最も蓄積されている第 2 次取りまとめのレファレンス概念をまず適用することとしている。

3. 人工バリア概念と工学技術の実用性

人工バリアは，オーバーパックと緩衝材により構成される。オーバーパックの設計は，耐食性と構造健全性の設計要件を満たすように設計される。本検討では，耐食性のうち，放射線遮蔽代に関して放射線分解生成物の生成量と物質移行の評価方法を見直し，110mm 以上あれば放射線による耐食性の低下は避けられることを示した。また，第 2 次取りまとめ以降に溶接技術の適用性確認と，溶接部の耐食性，構造健全性評価方法が進展しているが[2]，これらの結果に基づくと，溶接深さは 60mm 以上あればよく，現在の溶接深さの設定値 190 mm は十分な裕度を有していることを確認した。緩衝材については，塩水環境における膨潤性能などの知見が拡充されたため，設計基準の再検討を進めている。また，人工バリア施工技術として，従来の竪置き・ブロック方式に加え，横置き・PEM 方式について概念検討が進んでいる。横置き・PEM 方式は，操業の効率化に資することや，湧水や適水などの操業環境に対する適用性が高いと考えられる。TRU 廃棄物については，操業中のハンドリングの容易性を考慮して廃棄体パッケージの開発に取り組んでいる。

4. サイトの地質環境に対応した地下施設の設計

想定される岩種分類（深成岩，新第三紀堆積岩，先新第三紀堆積岩）について，実際に測定されているデータや統計的な手法により構築した地質環境モデルを対象として，地下施設の設置で考慮すべき地質構造や環境条件への実用的な対応方法を検討している。考慮すべき地質構造としては，断層破砕帯などの施設のレイアウトを決定する地質環境特性と，人工バリアの定置の可否の判断で考慮すべき地質環境特性に大別できる。これらの特性の空間スケールや時間スケールに着目して，定置区画のレイアウトや，処分場の規模を決定するプロセスを事例的に示す。

参考文献

[1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：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次取りまとめ－

[2] 原環センター (2015) : 平成 26 年度 処分システム工学確証技術高度化開発 報告書 (第 1 分冊) ―人工バリア品質／健全性評価手法の構築― オーバーパック

* Satoru Suzuki, Kiyoshi Fujisaki, Yoichi Yamamoto, Shigeru Kubota
Nuclear Waste Management Organization of Japan

NUMO セーフティケースの開発
（4）閉鎖前の安全評価

Development of the NUMO Safety Case
(4) Assessment of pre-closure safety

*山品 和久，鈴木 覚，藤崎 淳，窪田 茂
原子力発電環境整備機構（NUMO）

地層処分のセーフティケースの開発にあたり，その重要な要素である施設の閉鎖前の安全性について，既存の原子力施設の安全規則などを参考に評価シナリオを策定し，評価を実施した。

キーワード：地層処分，セーフティケース，閉鎖前安全，評価シナリオ

1. 緒言

サイト選定において想定される地質環境を対象として，実用的な技術に基づいて設計された地層処分施設の閉鎖前の安全性について，平常時および異常時に分類して評価を実施している。この発表では，特に高レベル放射性廃棄物の取り扱いに係る異常時の評価シナリオとそれに対する処分施設の閉鎖前における安全性の見通しについて示す。

2. 異常時の評価シナリオと閉鎖前の安全性の見通し

2-1. 異常時の評価シナリオ

施設や放射性廃棄物の異常発生防止策や異常拡大防止策をあらかじめ準備するものの，安全対策のすべてが無効化することを想定した評価を実施した。放射性廃棄物の地上施設で想定される異常状態を，「（ｉ）放射性廃棄物の落下」，「（ii）施設の火災および爆発」，「（iii）その他機器などの破損，故障，誤作動または作業員の誤操作」に分類し，イベントツリーを用いて検討した。これら（ｉ）～（iii）の異常状態に基づいて評価シナリオを策定し，これらの評価シナリオを対象として，オーバーパックの頑健性を評価した。

2-2. 放射性廃棄物の落下

オーバーパックに対する落下衝撃力の影響評価として，弾塑性解析を実施した。その結果，図１に示す通り，高さ 50m までは貫通亀裂が発生しない見通しが得られた。これに対して，施設の設計上，受入施設内におけるオーバーパックの吊り上げ高さを９m 未満としており，オーバーパックが破損することはないと考えられる。

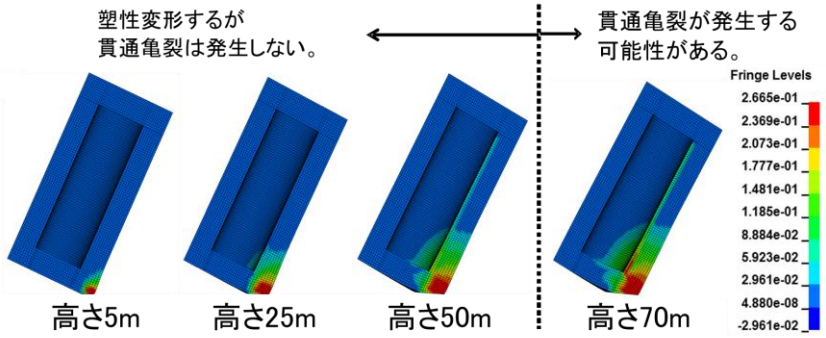


図１　オーバーパックの落下衝撃時の構造解析

2-3. 施設の火災および爆発

地下施設において搬送車両の故障や衝突，あるいは，定置装置の故障などに起因して火災が発生した場合の評価シナリオについて検討した。火炎高さや火災継続時間については，過去事例や文献を参考に算出し，検討した結果，最高でオーバーパックの角部が局所的に約 260℃まで熱せられるが，オーバーパックおよびガラス固化体の温度上昇は小さく，熱的に損傷する可能性は低いと考えられる。

2-4. その他機器などの破損，故障，誤作動または作業員の誤操作

搬送中に搬送車両の故障，誤作動が発生し，車両が逸走し，坑道壁面に衝突するシナリオについて評価した。衝突速度は最大で時速 113km と見積もられ，衝突によりオーバーパックに衝撃力が作用するが，上記 2-2 の落下衝撃解析における落下高さを衝突速度に換算することで評価可能である。時速 113km は，高さ 50m から落下した場合の衝突速度と同じであるため，搬送車両の逸走時においてもオーバーパックに貫通亀裂が発生する可能性は極めて低いと考えられる。

3. 結論

原子力施設の安全設計の規則を参考に評価シナリオを策定し，評価を実施した結果，万が一，安全対策が機能せずオーバーパックの落下，火災，全電源喪失等の事象が発生したとしても，廃棄体が損傷しないことを確認した。以上のことから，処分施設の閉鎖前における安全性について，放射線または放射性物質の漏えいに至る危険性は極めて低いことが確認できた。

* Kazuhisa Yamashina, Satoru Suzuki, Kiyoshi Fujisaki, Shigeru Kubota
Nuclear Waste Management Organization of Japan

NUMO セーフティケースの開発
（5）閉鎖後長期の安全評価

Development of the NUMO Safety Case
(5) Assessment of post-closure safety

*藤﨑 淳，黒澤 進，稲垣 学，澁谷 早苗，石田 圭輔，藤本 秋恵，浜本 貴史，石黒 勝彦，
塚本 政樹
原子力発電環境整備機構（NUMO）

NUMO セーフティケースにおける閉鎖後安全評価の前提となる考え方や枠組みを示し，これらに対応した安全評価シナリオの構築手法と安全評価解析手法について概説するとともに，候補母岩として考慮した地質環境モデルと対応する処分施設の設計に対して適用し線量評価を行った結果を事例的に示す。
キーワード：地層処分，セーフティケース，安全評価

1. NUMO セーフティケースにおける安全評価の戦略

サイト調査段階における安全評価では，候補サイトの地質環境とそれに応じて設計された処分施設の特徴を踏まえ，さまざまな不確実性に対処しつつ，処分場の安全性能を評価することが必要である。NUMO セーフティケースの作成にあたっては，考慮すべきさまざまな不確実性を，過度の保守性を排除し，合理性を持って現実的に取り扱うための考え方や方法を構築した。このため，発生の可能性を考慮して安全評価シナリオを分類・作成するというリスク論的な考え方に基づく体系的手法を開発した。また，地質環境条件や処分場設計の特徴をできるだけ忠実に反映することが可能な安全評価解析手法の整備を進め，パネルスケール（～数百メートル）における三次元のニアフィールド物質移行解析モデルを開発するとともに，この解析結果を，より大きな空間スケールでのシステム性能評価にも対応できる簡易な核種移行モデルに取り入れるための方法を作成した。

2. 安全評価シナリオの構築手法

リスク論的な考え方を導入するため，現在の科学的知見に基づき判断される発生可能性に応じて，安全評価シナリオを基本シナリオ，変動シナリオ，及び稀頻度事象シナリオに区分する方法を採った。また，将来の人間活動の影響に関する人為事象シナリオについては，その発生可能性ではなくシステムの頑健性を評価するということを主たる目的[1]とするという考えに沿って様式化の方法を検討した。こうしたシナリオ区分を念頭に，具体的なシナリオの作成にあたっては，処分システムの構成要素に割付けられた安全機能を起点として，それらに影響を与える可能性のある現象を FEP データベースから抽出・整理し，それぞれの影響事象の発生可能性を考慮してシナリオ上の取扱いを分析した。分類・作成したシナリオに基づき安全評価解析を行うためのケースを設定した。

3. 三次元の物質移行解析に基づく安全評価解析手法

開発したニアフィールド三次元物質移動モデルは，数百メートル規模の処分坑道とその周辺数百メートル規模の空間スケール対象とし，人工バリアの形状，寸法およびその位置と，周辺母岩に存在する地下水移行経路（例えば亀裂）の空間的な分布を表現することが可能となっている。これによって各ガラス固化体からの核種の移行をそれぞれがおかれた条件に依存して解析する。物質移動はパーティクルトラッキングにより評価する。安全評価シナリオに基づくさまざまな解析ケースに対する計算を柔軟かつ効率的に進めるため，三次元の物質移行解析により得られる物質移行特性を一次元のマルチチャンネルでフィッティングし，それを用いて核種移行解析を一次元で実施する方法を採っている。

参考文献

[1] ICRP (2013): Radiological Protection in Geological Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste, ICRP Publication 122, Annals of the ICRP 42 (3).

*Kiyoshi Fujisaki, Susumu Kurosawa, Manabu Inagaki, Sanae Shibutani, Keisuke Ishida, Akie Fujimoto, Takafumi Hamamoto, Katsuhiko Ishiguro, Masaki Tsukamoto
Nuclear Waste Management Organization of Japan

NUMO セーフティケースの開発
（6）FEP データベースの開発と安全評価におけるデータセット

Development of the NUMO Safety Case
(6) Development of FEP-database and setting datasets for safety assessment

*黒澤 進，浜本 貴史，澁谷 早苗，石田 圭輔，藤本 秋恵，稲垣 学，藤崎 淳，石黒 勝彦，塚本 政樹
原子力発電環境整備機構（NUMO）

NUMO セーフティケースにおいて閉鎖後長期の安全評価を実施するにあたり，シナリオ設定の論拠情報整備の一環として，OECD-NEA の国際 FEP リストや FEPCAT を基に NUMO-FEP データベースを作成した。また，安全評価解析において要する核種の溶解度，拡散係数，分配係数に関する核種移行データの設定について示す。
キーワード：地層処分，セーフティケース，安全評価, FEP データベース，データセット

1. 諸言

地層処分の閉鎖後長期の安全評価では，安全評価の前提となるシナリオを設定し，地層処分システムの状態変遷を考慮した核種移行評価を行う。シナリオ設定においては，わが国の地質環境における人工バリア及び天然バリアの状態変遷と核種の移行挙動に関する相関関係を透明性・追跡性をもって示すことが重要であり，このための論拠情報として FEP データベースを体系的に整備した。また，地層処分システムの環境条件を考慮して核種移行評価が行えるよう，核種の溶解度，拡散係数，分配係数を適切に設定する必要がある。このため，JAEA データベースを利用して，サイト選定において想定される岩種の分類（深成岩，新第三紀堆積岩，先新第三紀堆積岩）に対応するデータを抽出・分析し，核種移行データを設定した。

2. FEP データベース整備

HLW 及び TRU 廃棄物の地層処分システムの構成要素を，ガラス固化体，オーバーパック，TRU 廃棄体，廃棄体パッケージ，緩衝材，埋め戻し材，母岩等に分類し，外的要因（地質学的及び気候学的プロセス），処分場領域の環境変遷要因（人工バリア間の相互作用プロセス），地質環境特性の変遷要因（THMC プロセス）による各構成要素の状態変遷への影響を，FEP データベースとして整理した。この整理にあたっては，OECD-NEA の“国際 FEP リスト”や“FEPCAT”，また“第２次取りまとめ”や“第２次 TRU レポート”等での FEP 情報を踏まえ，NUMO セーフティケースにおいて閉鎖後長期安全性の評価を実施するためのシナリオ構築に必要な情報を，FEP データベースとして体系的に整備した。

3. 核種移行データ設定

上述した３岩種に関して地下水水質を設定し，溶解度，緩衝材の拡散係数と分配係数，及び母岩の分配係数に関する核種移行データを設定した。以下にそれらの設定方法の概略を示す。

溶解度に関しては，各地下水水質を基に，緩衝材間隙水化学モデル[1]を用いて緩衝材の間隙水水質を導出し，評価対象元素に関する適切な溶解度制限固相との化学平衡計算により溶解度を算出した。算出には，地球化学計算コードとしてPHREEQC Ver.3，熱力学データベースとしてJAEA-TDB 140331s0.tdb[2]を用いた。

緩衝材の実効拡散係数（D_e）は，評価対象元素の化学種の電荷を考慮し，JAEA-DDB及び最新の文献情報から関連する実測データを抽出し，緩衝材仕様（ベントナイトの種類，ケイ砂混合率，乾燥密度等）や緩衝材間隙水のイオン強度に相応する値を設定した。なお，実測値が乏しいあるいは存在しない場合には，D_e推定モデル[3]により設定した。緩衝材の分配係数（K_d）は，緩衝材間隙水水質，核種の化学種，及び緩衝材の仕様に対応する緩衝材中の見かけの拡散係数（D_a）とD_eの実測データをJAEA-DDBより抽出し，$Kd = (D_e / D_a - \varepsilon) / \rho$ の関係式（ここで，ε：間隙率，ρ：有効モンモリロナイト密度）より設定した。実測値が乏しいあるいは存在しない核種に関しては，イオン交換反応や表面錯体生成反応等を考慮した収着モデルからの推定や化学アナログにより設定した。

母岩のK_dは，地下水水質，核種の化学種，岩種に応じて，JAEA-SDBからバッチ法により測定されたデータを中心にデータを抽出，統計処理して設定した。なお，母岩のK_dに関しても実測値が乏しいあるいは存在しない場合には, 化学アナログによる設定や, GC（Generalized Composite）モデルやCA（Component Additivity）モデル等の収着モデルの適用性の検討[4]に基づき設定した。

参考文献 [1] 小田ほか（1999）：JNC TN8400 99-078，[2] Kitamura et al.（2014）：JAEA-Data/Code 2014-009，[3] Tachi and Yotsuji（2013）：MIGRATION 2013 conference abstract，[4] 黒澤ほか（2013）：NUMO-TR-13-06

*Susumu Kurosawa, Takafumi Hamamoto, Sanae Shibutani, Keisuke Ishida, Akie Fujimoto, Manabu Inagaki, Kiyoshi Fujisaki, Katsuhiko Ishiguro, Masaki Tsukamoto
Nuclear Waste Management Organization of Japan

放射性廃棄物処分場の水理−物質移行−地球化学−力学連成解析プラットフォームの開発

The development of analysis platform of hydro-transport-chemical-mechanical coupling model for radioactive waste repository

*辻本 恵一[1]，高沢　真由美[1]，山口　耕平[1]，橋本　学[2]，奥田　洋司[2]
[1]三菱マテリアル，[2]東京大学

放射性廃棄物処分場で発生する水理-物質移行-地球化学-力学現象を扱う連成解析プラットフォームを開発した。地球化学-水理-物質移行連成、及び、ベントナイト膨潤解析コードを、オープンソース解析システムFrontISTRに搭載して、ベントナイト膨潤及び間隙水中の地球化学反応の連成現象の解析を行った。
キーワード：放射性廃棄物処分、性能評価、水理-物質移行-地球化学-力学連成モデル、解析プラットフォーム、FrontISTR

1. 緒言

放射性廃棄物の地層処分では、廃棄物を、数万年以上の期間に渡り、処分場に埋設する事が必要であるため、廃棄体及び人工バリアの長期間の特性評価が必要となる。人工バリアの一つであるベントナイトの特性評価には、ベントナイトの膨潤及び化学的変質の連成解析が必要である。本研究では、水理-物質移行-地球化学-力学連成モデルの解析プラットフォームを開発して、ベントナイト膨潤及び間隙水中の地球化学反応の連成現象の解析を行った。

2. 連成解析プラットフォームの開発

Terzaghiの圧密理論を適用したベントナイトの膨潤の支配方程式[1]に基づいて、FrontISTR[2]を構成する構造力学モジュールを利用して、膨潤解析コードを新規開発した。空隙水中の元素の物質移行及び地球化学反応解析には、PHREEQC及びHST3Dコードを連成させた解析コードPHAST[3]を機能拡張した、連成解析コードPHREEQC-TRANSを利用した。膨潤解析コード及びPHREEQC-TRANSを、FrontISTRに搭載して、ベントナイト膨潤及び間隙水中の地球化学反応の連成現象の解析を可能とした。

3. 連成解析

TRU廃棄物を対象として、岩盤、支保、ベントナイト、廃棄物（モルタル）から構成される1次元の計算モデルを構築した。時間ステップ毎に、ベントナイト膨潤コードで解析された間隙率を、地球化学反応解析コードPHREEQC-TRANSに引き渡して、連成解析を行った。

4. 結論

水理-物質移行-地球化学-力学連成モデルの解析プラットフォームを開発して、ベントナイト膨潤及び間隙水中の地球化学反応の連成現象の解析が可能であることを確認した。今後は力学解析モデルにベントナイト膨潤以外の構造解析モデルを追加する予定である。

参考文献

[1] J. Ahn, et al., UCB-NE-4222, University of California at Berkeley, (1999)
[2] FrontISTR website: http://www.multi.k.u-tokyo.ac.jp/FrontISTR/
[3] Phast website: http://wwwbrr.cr.usgs.gov/projects/GWC_coupled/phast/

*Keiichi Tsujimoto[1], Mayumi Takazawa[1], Kouhei Yamacuhi[1], Gaku Hashimoto[2], and Hiroshi Okuda[2]
[1]Mitsubishi Materials Co., [2]The University of Tokyo

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2. Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1E08-11] Safety Case 2

Chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room E (Lecture Rooms B B202)

[1E08] Development of scenarios for natural disruptive events in the NUMO Safety Case

＊Saori Yamoda[1], Kunio Ota[1], Takanori Kunimaru[1], Keisuke Ishida[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

2:45 PM - 3:00 PM

[1E09] Development of scenarios for natural disruptive events in the NUMO Safety Case

＊Takanori KUNIMARU[1], Kunio OTA[1], Saori YAMADA[1], Keisuke ISHIDA[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

3:00 PM - 3:15 PM

[1E10] Development of scenarios for natural disruptive events in the NUMO Safety Case

＊Keisuke Ishida[1], Takanori Kunimaru[1], Saori Yamada[1], Kunio Ota[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

3:15 PM - 3:30 PM

[1E11] Safety assessment for human intrusion scenario in the NUMO Safety Case

＊Akie Fujimoto[1], Keisuke Ishida[1], Kiyoshi Fujisaki[1], Manabu Inagaki[1] （1.Nuclear Waste Management Organization of Japan）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

NUMO セーフティケースにおける自然現象に関するシナリオの構築 （1）将来における火山活動の発生可能性とその影響

Development of scenarios for natural disruptive events in the NUMO Safety Case
(1) Likelihood and potential impacts of volcanic activity in the future

*山田 彩織，太田 久仁雄，國丸 貴紀，石田 圭輔
原子力発電環境整備機構（NUMO）

将来における火山活動が地層処分システムの安全性に及ぼす影響を検討するために，火山活動に関する最新の知見を踏まえ，マグマの処分場への貫入と地表への噴出に関する安全評価シナリオを作成した。
キーワード：地層処分，セーフティケース，シナリオ，火山活動

1. はじめに

NUMO が開発を進めているセーフティケースでは，リスク論的な手法を導入し，自然現象の発生可能性を考慮したシナリオを作成したうえで，処分場の閉鎖後長期を対象とした安全評価を行っている。本報告では，サイト選定や設計上の対策が講じられた処分システムに対する将来の火山活動の影響を評価するためのシナリオについて検討した結果を紹介する。

2. サイト選定における将来の火山活動への対応

わが国における火山活動は火山フロントの背弧域の特定の地域で生じており，その活動範囲は火山の中心から概ね半径 15 km の範囲内であるものの，その範囲を超えるような事例も認められている。サイト選定においては，法定要件に基づき整備する考慮事項[1]や国の審議会により示された自然現象の回避の方法[2]などを基に，第四紀火山の中心から半径 15 km の範囲を調査地区から除外し，さらに，その外側の地域において，火山活動の著しい影響が認められる，あるいは将来及ぶと判断される範囲を除外することとしている。火山活動の傾向は過去数百万年間大きく変化していないことから，前述の範囲を除外することにより，処分場の閉鎖後 10 万年程度の期間において火山活動の影響が及ばない地域を選定することができると考えられる。

3. 将来における火山活動の発生可能性

東北日本の前弧域や四国地方では過去数百万年以上にわたり火山の新規発生が認められていないものの，それ以外の地域については，過去 10 万年以上にわたり火山が発生していない地域において火山が新たに発生している事例が存在する。この知見から，東北日本の前弧域や四国地方では処分場の閉鎖後 100 万年間の火山の新規発生を考慮せず，それ以外の地域では処分場の閉鎖後 10 万年を超える期間における火山活動の発生可能性を考慮し，その影響について評価することが合理的である。ただし，その発生可能性については，過去の火山活動に関する情報に基づく確率論的な評価に基づけば極めて低いことが示されている。

4. 将来における火山活動の影響評価のためのシナリオ

処分場の閉鎖後10万年を超える期間における火山活動が地層処分システムの安全性に及ぼす影響を評価するためのシナリオを構築した。具体的には，処分場の閉鎖後 10 万年を超えた直後にマグマが処分場に貫入し，処分場の全放射性物質がマグマに取り込まれ地表に噴出することを想定している。このシナリオに基づく被ばく線量の評価においては，噴出物の広がりと堆積する厚さに関する情報が必要であることから，わが国における火山の噴出物に関する情報が一元的に整理されている降下火山灰データベース[3]を用いた。この設定に基づく被ばく線量の評価結果については，本シリーズ発表（3）において報告する。

参考文献

[1] NUMO（2009）：概要調査地区選定上の考慮事項．放射性廃棄物の地層処分事業について，分冊-2.
[2] 総合資源エネルギー調査会（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価－地質環境特性および地質環境の長期安定性について．平成 26 月 5 月，地層処分技術 WG.
[3] 須藤ほか（2007）：わが国の降下火山灰データベース作成．地質調査研究報告，vol.58，pp.261-321.

*Saori Yamada, Kunio Ota, Takanori Kunimaru and Keisuke Ishida
Nuclear Waste Management Organization of Japan

NUMO セーフティケースにおける自然現象に関するシナリオの構築 (2) 将来における断層活動の発生可能性とその影響

Development of scenarios for natural disruptive events in the NUMO Safety Case
(2) Likelihood and potential impacts of fault activity in the future

*國丸貴紀[1]，太田久仁雄[1]，山田彩織[1]，石田圭輔[1]
[1]原子力発電環境整備機構 (NUMO)

将来における断層活動が地層処分システムの安全性に及ぼす影響を評価するために，最新の知見を踏まえ，伏在断層および非活動性の既知の断層が処分場を通過することを想定するシナリオを構築した。

キーワード：地層処分，セーフティケース，断層活動

1. はじめに

NUMO が開発を進めているセーフティケースでは，リスク論的な手法を導入し，自然現象の発生可能性を考慮したシナリオを作成したうえで，処分場の閉鎖後長期を対象とした安全評価を行っている。

本報告では，こうした自然現象のうち断層活動を対象にシナリオを構築した結果を紹介する。

2. 伏在断層に関する情報の整理と発生可能性とシナリオ

既存の調査技術により存在や分布の把握が困難な伏在断層については，1 回の地震活動により地下深部から地表まで伸展することにより，処分場を横断して直接的な影響を与えるという保守的な活動を想定し，その可能性と影響範囲を考慮して安全評価に用いるシナリオを構築した。

具体的には，地震発生層の浅部から十分に地表まで到達可能な断層の長さを仮定し，日本全体を対象として，マグニチュード[2]，断層破砕帯の幅[3]，地震の年間あたりの発生回数[4]などを算出し，国土面積，処分場領域の面積，断層の影響面積，地震の発生回数から処分場に直接的な影響を与える可能性を推定した。

この結果から，確率論的な考えに基づけば，閉鎖後長期に及び伏在断層が直接的な影響を与える可能性は非常に低いと考えられる。また，このような断層が処分場を横断する位置については，断層の構造を考慮し，その影響が最大となる位置を安全評価において保守的に設定することとした。

3. 非活動性の断層に関する情報の整理とシナリオ

最新の調査技術を適用することにより，約 1km 以上の長さを有する非活動性の断層の分布形状を把握することが可能と考えられる。このような断層は，処分場領域に包含される可能性が高いものの，サイト調査結果に基づくパネル配置などの工学的な対策によって，十分な離隔距離を確保することや，処分場への影響を回避することが可能としている。しかしながら，工学的な対策を実施したとしても，閉鎖後長期において再活動する可能性を完全に否定することが困難なこと，また，断層の再活動に伴う伸展方向および水理場の変化について不確実性が伴うことを考慮して安全評価を行うことが必要となる。

このためには再活動時期および伸展速度の情報が必要となるが，これらに関する定量的な調査が行われた例は見当たらない。このことから，シナリオの作成においては，(1) 1 回の断層活動により処分場領域を通過するような伸展速度，(2)再制度的管理の終了時期やオーバーパックの閉じ込め機能喪失時期などを勘案した保守的な活動時期，(3)断層の伸展による水理場の変化を考慮することとした。

参考文献

[1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：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次取りまとめ－，[2] 松田時彦（1975）：活断層から発生する地震の規模と周期について，地震，28，pp.269-283.，[3] 金折裕司（2001）：断層の影響はどこまで及んでいるか．応用地質，vol.41，no.6，pp.323-332.，[4] 気象庁（1923－2012）：地震年報 CD-ROM，(財)気象業務支援センター

*Takanori Kunimaru[1], Kunio Ota[1], Saori Yamada[1], Keisuke Ishida[1]
[1] Nuclear Waste Management Organization of Japan (NUMO)

NUMO セーフティケースにおける自然現象に関するシナリオの構築 （3）火山活動および断層活動に係るシナリオの構築と評価

Development of scenarios for natural disruptive events in the NUMO Safety Case
(3) Scenario development and safety assessment on the future volcanic and fault activities

*石田　圭輔[1]，國丸　貴紀[1]，山田　彩織[1]，太田　久仁雄[1]
[1]原子力発電環境整備機構（NUMO）

NUMO セーフティケースにおける閉鎖後の安全評価の一環として，火山活動および断層活動の発生時期や影響について整理した科学的知見に基づき構築したシナリオについて，概念モデルの構築やパラメータ設定等を行い，線量評価を実施した。

キーワード：地層処分，断層活動，火山活動，安全評価

1. 緒言

構築中の NUMO セーフティケースでは，閉鎖後長期の地層処分システムに与える自然現象の影響について，リスク論的な手法を用いた安全評価を実施している。この評価では，サイト選定や施設設計といった処分システム構築上の対策によって回避することで発生可能性が小さいと判断しうる自然現象については，その発生可能性に見合っためやす値と比較することで放射線学的影響の評価を行う。本発表では，そのような自然現象に該当する火山活動と断層活動について，関連発表に基づいて構築したシナリオおよびその評価結果について報告する。

2. シナリオ構築に基づく解析条件の設定

線量算出にあたっては，対象とする自然事象発生時期とその時の処分場の状態が重要である。また，対象とするシナリオは発生の可能性が低いものであることから，不確実性に十分配慮してモデルの構築，パラメータの設定を行う必要がある。

2-1. 火山シナリオに対する評価解析

作成した火山シナリオで想定されるマグマの処分場への貫入を考慮しなければならない期間については地域性を有する。例えば，東北日本における火山フロントの前弧側では閉鎖後 100 万年間火山の新生を考慮する必要がないものの，背弧側では 10 万年以降において考慮する必要がある。処分場建設地を特定していない現在の評価においては，こうした地域性の違いを考慮せず，閉鎖後 10 万年にマグマが貫入することを仮定した。

処分場へ貫入したマグマが地表へ到達し，火山灰として放射能を広範囲に拡散させることとし，堆積した火山灰と既存の土壌が混合した土地の居住者を対象に線量を算出した。評価に際して重要な，火山灰中の放射能濃度と火山灰の堆積量は，既存の火山の噴出物量と等層厚線図に基づき設定した。居住者に対する被ばく経路は，土壌の粉じんや居住地にて栽培した根菜類を摂取することによる内部被ばくおよび，土壌からの外部被ばくを考慮している。

2-2. 断層シナリオに対する評価解析

作成した断層シナリオに沿って，サイト調査により把握が困難な伏在断層が処分場を横断することによって直接的な影響を与える場合と，処分場領域内の非活動性の断層が再活動し影響を与える場合について線量の推定を行った。これらのシナリオの発生時期については特定することは難しいため，オーバーパックのずれに関する耐久性などを勘案して設定する。

断層による人工バリアおよび天然バリアの安全機能への影響は，断層のコア部，破砕帯，プロセスゾーン，および断層の影響が及ばない母岩において異なることから，処分場に伸展した断層の位置とこれらの領域の拡がりを考慮して検討する。断層の処分場横断位置はその影響が最も大きくなる場所を想定，また，断層破砕帯内では人工バリアと天然バリアの安全機能が喪失すること想定，プロセスゾーンでは天然バリアの安全機能が低下することを想定した。

---

*Keisuke Ishida[1], Takanori Kunimaru[1] Saori Yamada[1] and Kunio Ota[1]
[1]Nuclear Waste Management Organization of Japan

NUMO セーフティケースにおける人間侵入シナリオの評価

Safety assessment for human intrusion scenario in the NUMO Safety Case

*藤本 秋恵[1]，石田 圭輔[1]，藤﨑 淳[1]，稲垣 学[1]

[1]原子力発電環境整備機構（NUMO）

地層処分の人間侵入シナリオとして温泉開発を目的とするボーリングシナリオを設定し，ボーリング作業者とボーリングによる公衆への被ばく線量評価を実施した。

キーワード：地層処分，セーフティケース，安全評価，人間侵入シナリオ

1. はじめに

NUMO が構築中のセーフティケースにおいては，自然過程による地層処分システムへの影響を対象とした線量評価に加え，サイト選定や施設設計などにより発生可能性が著しく低いとできる人間侵入を対象に近接者（侵入者）と公衆の線量評価することとしている。前報[1]においては，国際機関（IAEA，ICRP，OECD/NEA）などで提示されている人間侵入の選定や様式化の観点を整理し，それらに基づき，日本の地層処分では温泉開発を目的とするボーリングを評価対象とし，被ばくに際しての線源と被ばく対象者の組み合わせを抽出した。本件においては，検討した組み合わせについて人間侵入シナリオを構築し，線量評価を実施した結果を報告する。

2. 検討内容

近接者の線量評価に当たっては，起因事象である人間の侵入行為そのものが，また，公衆の評価においては侵入による核種の移行経路や処分施設の状態などへの直接的な影響が重要であるため，それらを念頭においた人間侵入の様式化が重要な論点である。また，人間侵入の様式に係るモデルやパラメータは物理化学的根拠に基づいた設定が困難であるため，その設定に関する考え方も重要な論点である。

2.1.人間侵入の様式化

人間侵入を様式化するに当たっては，国際機関などで提示されている「観点 A：様式化に際しては，現在の技術と手順という想定に基づき設定すること」および「観点 B：処分施設（廃棄体，汚染されたニアフィールド，または人工バリア）に直接的な擾乱を与えること」の 2 つに留意する。そこで，観点 A に基づき，現在の日本における温泉開発を目的とするボーリングなどで用いられる一般的な技術や作業手順[2]から，人間の侵入行為を近接者の被ばく形態（ズリ観察など）と核種移行へ影響を与えることが想定される作業（例えば，ボーリング孔の埋戻し）を抽出し作業フローとして整理する。また，観点 B に基づき，今般の評価においては保守的にボーリング孔が廃棄体へ直撃したとして，地下水を介した核種移行について整理する（図 1）。

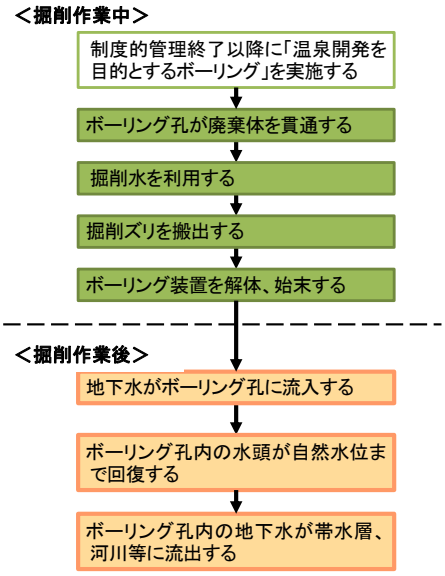


図 1：ボーリング孔により短絡した経路を移行した地下水による公衆の被ばくのフロー図

2.2.モデル・パラメータ設定

人間侵入の様式に伴うモデルやパラメータについては，日本における温泉開発を目的とするボーリングの実作業に関する公開資料を参考に設定した。例えば，「ボーリング作業に伴う掘削ズリによる作業者の被ばく」においては，観察中の掘削ズリの放射能量がボーリング孔の口径に比例するため，これは重要なパラメータである。しかしながら，物理化学的には設定が困難であるため，今般の評価においては，掘削深度 1000m を想定し，その深度まで掘削した実際の温泉開発を目的とするボーリングの事例[3]に基づき 200mm と設定した。

参考文献

[1] 牧内ほか（2015）：地層処分における人為事象シナリオの検討，日本原子力学会 2015 年秋の大会，H44

[2] 一般社団法人全国地質調査業協会連合会（2003）：ボーリングポケットブック（第 4 版），株式会社オーム社出版

[3] 日本原子力研究開発機構（2010）：人間侵入に関する安全評価手法の開発　その 1 ―ボーリングシナリオを対象としたデータベースの整備―，JAEA-Data/Code2010-018

*Akie Fujimoto[1], Keisuke Ishida[1], Kiyoshi Fujisaki[1] and Manabu Inagaki[1]

[1]Nuclear Waste Management Organization of Japan

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2. Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1E12-15] Geological Environment and Radionuclide Solubility

Chair: Takumi Saito (Univ. of Tokyo)

Sat. Mar 26, 2016 3:50 PM - 4:55 PM Room E (Lecture Rooms B B202)

[1E12] A practical study of investigation and modeling techniques for the site characterization program

＊Kimitaka Yoshimura[1], Hikaru Nishio[1], Hirofumi Kondo[2] （1.NUMO, 2.CRIEPI）

3:50 PM - 4:05 PM

[1E13] Comparison between the groundwater age, geological age and geological history in Horonobe region

＊Kotaro Nakata[1], Takuma Hasegawa[1], Takahiro Oyama[1], Ryuta Hataya[1], Hiroshi Sasamoto[2], Eichi Ishii[2], Kazuya Miyakawa[2] （1.CRIEPI, 2.JAEA）

4:05 PM - 4:20 PM

[1E14] Interpretation of temperature effect on the solubility and solid phase of thorium hydroxide

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

4:20 PM - 4:35 PM

[1E15] Influence of colloidal species on the solubility of zirconium hydroxide

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

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

地質環境調査技術・評価手法の実証
－地質環境モデルの精緻化に向けた検討－

A practical study of investigation and modeling techniques for the site characterization program
－ A trial for updating site descriptive model －

*吉村公孝[1]，西尾光[1]，近藤浩文[2]

[1]原子力発電環境整備機構，[2]電力中央研究所（現所属：原子力発電環境整備機構）

精密調査段階前半を想定した地質環境の調査技術・評価手法の実証として，2011 年度までの実証で構築した地質環境モデルの精緻化を行うことを目的として，新規ボーリング調査と既存孔を利用した孔間調査を実施した。モデル更新にあたり既存の調査・評価技術の適用性を確認した。

キーワード：地層処分，実証試験，地質環境モデル，精密調査

1. はじめに

高レベル放射性廃棄物等の地層処分では，最終処分施設建設地選定までの文献・概要・精密の段階的な調査において，地質環境モデルを作成し，最終処分施設の設計や安全評価を行う。施設設計や安全評価に資する地質環境モデルは調査の進展に伴い段階的に更新していく。原子力発電環境整備機構は，電力中央研究所（電中研）との共同研究として，2006 年度から，電中研横須賀地区の新第三紀の沿岸域堆積軟岩（三浦層群，葉山層群）[1]を対象にして，地上から適用する既存の調査技術および評価手法の実証を進めてきた。これまでにボーリング調査および物理探査等を実施し，地質・地質構造，透水性や間隙水圧などの水理特性，熱（地温），物理，力学などの岩盤特性および地下水の地球化学特性に関する情報を取得し，これまでに作成したモデルに新しい情報を追加しモデルを更新してきた[2]。ここでは，2012-2014 年度の調査結果に基づき，モデルを精緻化して不確実性を低減させる調査・評価技術の適用性評価を行った。

2. 調査概要

精密調査前半を想定して，新規ボーリング調査と孔間調査によって既存の地質環境モデルを更新する計画を立て[3]，深度 420m のボーリング調査（YDP-3）を行い，地質構造および水理特性等の空間的な広がりを調査した[4]。ボーリング調査では地質・地質構造の確認に加えて，地質環境特性データを取得するため，コア観察，ボアホールテレビュアー等による孔壁観察，物理検層，水みちを確認するためのフローメータ検層，透水試験，採水，孔内載荷試験，初期地圧測定等の孔内力学試験，岩石コアを用いた物理，力学，透水試験，コア間隙水抽出等の室内試験，および一般水質，同位体分析等の水質分析を実施した。その結果，YDP-3 孔では，新たに沖積層の下位に葉山層群起源の二次堆積物が分布すること，既存のボーリング孔（YDP-1,2）で確認されたスコリア濃集層は連続しないこと，三浦層群と葉山層群の境界深度は既存孔での確認深度より数 10m 程度浅いこと，葉山層群には破砕・粘土化のより著しい箇所が存在するが地質性状は既存孔と類似することなどを確認した。YDP-2 と YDP-3 孔間（離隔距離約 80m）で弾性波トモグラフィ調査を行い 2 孔間の弾性波速度構造を把握したほか，YDP-3 孔内で揚水試験を行い，YDP-2 孔内の水圧モニタリング装置を活用して水圧変動を測定した。この水圧データを用いてボーリング孔を軸とした軸対象二次元モデルによる数値解析を行い，三浦層群における堆積構造に起因した透水係数の異方性を推定した。

3. モデル更新

地質・地質構造モデルは， YDP-3 孔のコア観察，物理検層，YDP-2，3 孔間の孔間弾性波トモグラフィ等の結果を新たな情報として，葉山層群起源二次堆積物の形成年代・形成過程，三浦層群の側方連続性，葉山層群の地質性状の解釈に基づき，YDP-2，3 孔間を含む南北 500m×東西 500m×深度 1000m をブロックスケール領域としてモデルを更新した。これまでの実証では孔壁崩壊による孔内ツールの抑留を考慮して実施してこなかった孔内原位置力学試験を実施した。岩盤の物理・力学特性モデル（ブロックスケール）は，孔間弾性波トモグラフィ，岩石コアを用いた室内試験等の結果を踏まえて，構築・更新した。

4. まとめと今後の課題

既存の調査技術を用いて段階的に地質環境モデル更新することで，モデル構築のためのデータ取得に対し，既存技術の適用性を確認した。YDP-3 の調査では水理，水質，力学特性といった多目的に特性調査を行う中で，孔内原位置試験の実施を優先し，孔壁保持のため KCl 泥水を適用した。このため採水した地下水試料に掘削水の影響（K^+イオン）が生じた。必要となるデータの取得方法によっては，今回のように他試験のデータの品質に影響が生じるトレードオフの関係が考えられる。今後は，掘削と調査の相互関係からより適した調査方法と得られた情報の品質保証の方法について検討を進める必要がある。

参考文献

[1]江藤ほか(1998)：横須賀地域の地質，[2] 近藤ほか(2012)：電力中央研究所報告 N11038，[3] 吉村ほか(2014)：日本原子力学会 2014 年秋の大会予稿集，p236，[4] 西尾ほか(2014)：日本原子力学会 2014 年秋の大会予稿集，p237

*Kimitaka Yoshimura[1], Hikaru Nishio[1] and Hirofumi Kondo[2], [1] Nuclear Waste Management Organization of Japan, [2]CRIEPI

幌延地域における地下水年代と地質年代・地史の比較検討

Comparison between the groundwater age and geological age・geological history in Horonobe region

*中田 弘太郎[1]，長谷川 琢磨[1]，大山 隆弘[1]，笹本 広[2]，石井 英一[2]，宮川 和也[2]
[1]電中研，[2]原子力機構

北海道幌延地域に分布する稚内層・声問層を対象に、ヘリウム（He）によって評価された地下水年代と地質年代を比較した。このうち稚内層では、地質年代は290～1300万年と推定され、地下水年代は200～1200万年と評価された。両者の年代は類似し、隆起・沈降等の変遷を経た後も地下水は比較的安定に存在する可能性が示唆された。

キーワード：地質環境、地下水年代、地質年代、堆積岩

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物地層処分の安全評価では、地下水シナリオは主要な評価対象の一つである。地層処分の安全性を確保する上で、長期間地下水が移動しにくいサイトを選定することは重要である。地下水が移動する要因の一つとして隆起・侵食や断層運動等の自然事象の影響が挙げられるが、評価対象地域の地質環境が長期間安定であれば、地下水滞留時間（地下水年代）は十分長いと期待される。ここでは北海道幌延地域を一例に、地下水年代と地質年代・地史を比較することで、どのようなことが推察可能か、またどのような課題が挙げられるかを検討した。

2. 研究対象箇所の地質と測定実施箇所

研究対象箇所は、原子力機構幌延深地層研究センター周辺である。センター周辺には、主に稚内層・声問層に区分される堆積岩が分布している。地下水年代の評価は、センター周辺で掘削されたボーリング孔のうちHCD-2孔、HDB-9・10・11孔の両層から採取した岩石コアを用い、Heガスを抽出して行った。稚内層・声問層は一部同時異層と考えられている。両者の層全体としての堆積年代は、それぞれ約1300～290万年前、約750～200万年前とされているが、後者の下限について対象地域付近では約390万年前とされている。

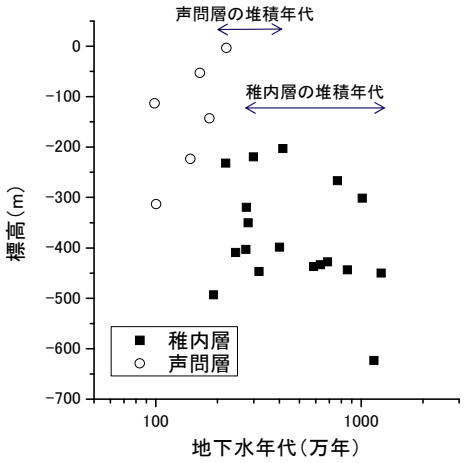
3. 研究対象箇所の地質と測定実施箇所

岩石にはウランやトリウムが含まれ、これらの元素やその娘核種のα崩壊によりHeが生じ、地下水年代の増加に伴って地下水中のHe濃度が増加する。地下水年代は、間隙水中のHe濃度および、岩石のウラン・トリウム濃度や空隙率などから算出されるHe蓄積速度から評価した。

He濃度については、岩石コアを真空容器に封入し、岩石コアの間隙水から容器のヘッドスペースに抽出されたHe量と、乾燥前後の岩石から算出した間隙水量から評価した。また岩石コアの一部をジャッキで圧縮し、岩石コアから間隙水を抽出した。抽出された間隙水は、イオン濃度や水素・酸素同位体比の分析に供した。

4. 結果

稚内層の地下水年代として200～1200万年が得られ、堆積年代と地下水年代が同程度の年代を持つ可能性が示唆された（右図）。また、稚内層の地下水の酸素同位体比分析結果から、地下水の一部では降水由来と考えられる地下水と混合している可能性も推察された。一方、声問層の地下水年代は100～200万年程度の範囲にあり、堆積年代よりもやや若い年代であった（右図）。



図：地下水年代と堆積年代の比較

5. 考察

稚内層の地下水年代は、隆起・沈降や断層運動等の変遷を経ても、稚内層堆積時に層中に保持された地下水の一部があまり移動していない可能性を示す。また、酸素同位体比は、稚内層で一部の地下水が拡散等により降水起源の地下水の影響を受けた可能性を示す。声問層の地下水については、地下水年代が若い水が混入している可能性が高い。なお、測定結果においてHe濃度のバラツキが大きく、議論の信頼性向上を図るためにはサンプリングから分析までの一連の誤差評価に加えて、Heを脱ガスさせずにサンプルを取得する技術の開発が必要である。以上、地下水年代を地質学的に検証することで、地下水の安定性に関わる議論ができる可能性を示した。今後ボーリング孔毎に地質・地下水年代を詳細に比較して、さらに精度の高い議論ができる可能性を検討していく。

＊本研究成果は、経済産業省からの受託研究「岩盤中地下水移行評価技術高度化開発」で得られた成果を含む。

*Kotaro Nakata[1], Takuma Hasegawa[1], Takahiro Oyama[1], Hiroshi Sasamoto[2], Eichi Ishii[2] and Kazuya Miyakawa[2]　[1]CRIEPI, [2]JAEA

Th 水酸化物溶解度および固相状態に及ぼす温度影響の解釈

Interpretation of temperature effect on the solubility and solid phase of thorium hydroxide

*西川 将吾，小林 大志，佐々木 隆之
京都大学大学院工学研究科

25°C、40°C 及び 60°C の温度条件下で振とうした 4 価トリウム水酸化物の溶解度を測定するとともに、X 線回折法を用いて固相状態の変化を調べ、熱力学データに基づいて溶解度の温度影響を解釈した。

キーワード：溶解度、温度依存性、トリウム、固相

1. 緒言　高レベル放射性廃棄物の地層処分では、地熱やガラス固化体の発熱の影響により、処分後およそ 1000 年近くにわたって緩衝材内外の温度は 60°C 以上になると想定される[1]。4 価アクチノイド水酸化物の溶解度は処分環境の温度条件に左右され、例えば、溶液温度を 90°C に上昇させると溶解度が低下するとともに、溶解度制限固相であるアモルファス状水酸化物の状態が変化することが報告されている[2]。しかし、溶解度積などの熱力学定数の温度依存性に固相状態の変化を関連付けて溶解度を解釈した既往研究は殆どないのが現状である。そこで本研究では、4 価アクチノイドであるトリウム(Th)の水酸化物に着目、25°C、40°C 及び 60°C における見かけの溶解度ならびに固相粒径を pHc 2~10 において測定し、Th 溶解度の温度影響を熱力学的に解釈した。

2. 実験　溶解度実験では、硝酸トリウム試薬($Th(NO_3)_4・5H_2O$)を溶解し、NaOH を添加することによりアモルファス水酸化物沈殿($Th(OH)_4(am)$)を調製した。次に、$Th(OH)_4(am)$沈殿を pHc とイオン強度(I)を調整した試料溶液に加えた。pHc は $HClO_4$ または NaOH により pHc 2～10、イオン強度は $NaClO_4$ により I=0.5 とした。試料溶液を 25°C、40°C 及び 60°C に設定した恒温振とう器内でゆるやかに振とうした。25～60°C の温度条件において、試料溶液の pHc 測定及び上澄み液の限外ろ過(分画分子量 3-100kDa フィルタ)を行ない、ろ液に含まれる Th 濃度を ICP-MS により定量した。また、固相は常温で乾燥させ、X 線回折(XRD)により分析した。

3. 結果・考察　振とう温度 25～60°C で定常状態に達した Th 溶解度を図 1 に示す。試料溶液の pHc 測定および限外ろ過を行った温度（測定温度）はいずれも 25°C である。振とう温度が上昇するにつれて溶解度が低下する傾向を示した。また、40°C 及び 60°C で振とうした試料溶液の固相の XRD スペクトルでは $ThO_2(cr)$に相当するピークが表れ、そのピークは温度が高いほど鋭くなる傾向が見られた。このことから、温度上昇に伴い $Th(OH)_4(am)$の結晶化が進行し溶解度が低下することが示唆された。発表では、XRD のピーク解析により得られる結晶子の粒径と溶解度データから求められる溶解度積との相関について報告する。また、一定の振とう温度下での溶解度の測定温度依存性から熱力学定数の温度依存性についても併せて報告し、Th 溶解度の温度影響を解釈する。

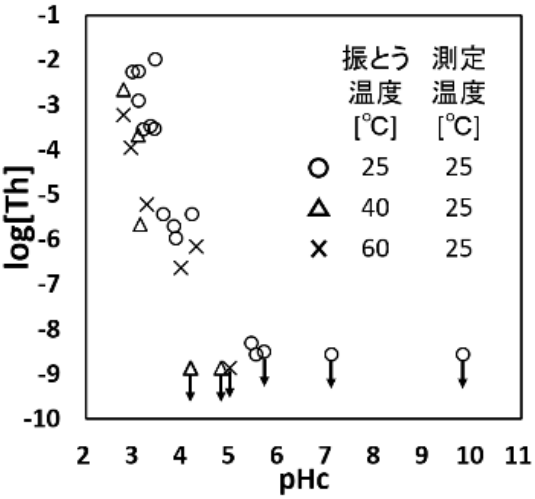


図 1 Th 水酸化物溶解度の温度依存性
(3kDa ろ過、I=0.5、27~62 日振とう)

参考文献　[1] 核燃料サイクル開発機構、“地層処分研究開発第 2 次取りまとめ—分冊 1”、(1999).

[2] D. Rai et al., Radiochim. Acta 88(2000), 297-306.

*Shogo Nishikawa, Taishi Kobayashi and Takayuki Sasaki

Kyoto Univ., Graduate School of Engineering

Zr 水酸化物溶解度に及ぼすコロイド種の影響

Influence of colloidal species on the solubility of zirconium hydroxide

*小林　大志[1]，水越　寛文[1]，佐々木　隆之[1]
[1]京都大学大学院工学研究科

4 価ジルコニウム水酸化物溶解度に及ぼす水酸化物コロイド種の影響を定量的に評価するため、水酸化物コロイド種の粒径分布およびゼータ電位を測定した。 熱力学データに基づき、コロイド種のゼータ電位を解釈し、粒径分布や見かけの溶解度との関係について考察した。

キーワード：ジルコニウム水酸化物、溶解度、コロイド種、粒径分布、ゼータ電位

1. 緒言　放射性廃棄物処分の核種移行評価では、様々な地下水条件下での 4 価アクチノイドの見かけの溶解度を表す熱力学モデルを構築する必要がある。4 価アクチノイドは加水分解反応により水酸化物コロイド種を形成するため、見かけの溶解度の把握には、水酸化物コロイド種による寄与を定量的に評価することが不可欠である。これまでの研究では、水酸化物コロイド種の粒径分布を異なる孔径のフィルターを用いた限外ろ過法によって測定し、単核加水分解種から水酸化物コロイド種が形成されると仮定することにより粒径分布が再現できることを示した[1]。一方、前報では、4 価アクチノイドのアナログであるジルコニウムの水酸化物コロイド種の異なる pH および温度条件下におけるゼータ電位を報告した[2]。本研究では、ジルコニウム水酸化物コロイド種のゼータ電位を加水分解定数などの熱力学データにより解釈するとともに、コロイド種の粒径分布や見かけの溶解度との関係について考察する。

2. 実験　0.01 M のジルコニウム初期溶液に $NaOH/HClO_4$ を加えることにより pH を 2～8 に調整した試料溶液を作成した。イオン強度 (I) は $NaClO_4$ により I = 0.2, 0.5 および 1.0 に調整した。試料溶液を所定の期間、振とうした後、水素イオン濃度（pHc）を測定し、上澄み液に含まれる水酸化物コロイド種のゼータ電位および粒径分布を測定した(ゼータサイザーナノ ZS, Malvern)。また、上澄み液を 3kDa～100kDa フィルターで限外ろ過、ICP-MS（ELAN DRC II , PerkinElmer）によりろ液に含まれるジルコニウム濃度を定量することで見かけの溶解度を得た。

3. 結果・考察　図 1 に 25℃におけるジルコニウム水酸化物コロイド種のゼータ電位および加水分解定数から計算される単核加水分解種（$Zr(OH)_n^{(4-n)}$, n=1～4）の存在割合で重みづけした $Zr(OH)_n^{(4-n)+}$の平均電荷 Z の pHc 依存性を示す。両者の pHc 依存性は概ね一致した傾向を示し、また、I = 0.2~1.0 におけるイオン強度依存性はほとんど表れなかったことから、水酸化物コロイド種のゼータ電位には Z が大きく寄与していることが示唆された。一方、粒径分布測定では、pHc 2 付近から pHc とともにコロイド種の平均粒径が増大する傾向が表れた。これらの変化傾向と見かけの溶解度との相関について、熱力学データによる解釈を試みた。

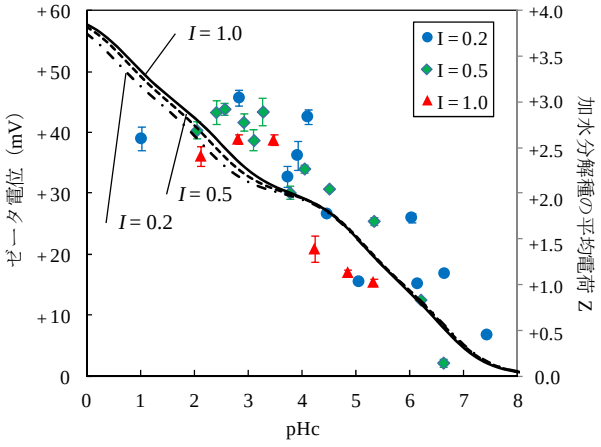


図 1　ジルコニウム水酸化物コロイド種のゼータ電位と加水分解種の平均電荷（25℃、I = 0.2~1.0）

参考文献　[1] T. Sasaki et al., Radiochim. Acta 94, 489 (2006).　[2]水越ら，日本原子力学会 2015 年春の年会, B16.

*Taishi Kobayashi[1], Hirofumi Mizukoshi[1] and Takayuki Sasaki[1]
[1]Kyoto Univ., Graduate School of Engineering

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 405-2. Waste Disposal and Its Environmental Aspects

[1E16-20] Evalation of Waste

Chair: Satoru Suzuki (NUMO)

Sat. Mar 26, 2016 4:55 PM - 6:15 PM Room E (Lecture Rooms B B202)

[1E16] Analysis of Emitted Neutron from Virtrified Waste for Geological Disposal Environment

Kenji Owada[1], ＊Shundo Shiho[1], Tomohiko Iwasaki[1], Naoto Aizawa[1] （1.University）

4:55 PM - 5:10 PM

[1E17] Optimization study for waste packaging of dismantled reactor components

＊Jumpei Takahashi[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yangihara[1] （1.Department of Nuclear Power and Energy Safety Engineering, Graduate School of Engineering, University of Fukui）

5:10 PM - 5:25 PM

[1E18] Study of evaluation method to determine the radioactivity concentration of radioactive wastes generated from post-irradiation examination facilities

＊Tomoyuki Tsuji[1], Yuzuru Hoshino[1], Yoshiaki Sakamoto[1], Yasuo Suzuki[2], Hiroshi Machida[3] （1.JAEA, 2.RANDEC, 3.NDC）

5:25 PM - 5:40 PM

[1E19] Influence of Drying on Corrosion and Gas Generation Behavior of Aluminum under the Simulated Environmental Condition of Low-Level Waste Disposal

＊Kazutoshi Fujiwara[1], Junichi Tani[1], Michihiko HIRONAGA[1], Yukihisa Tanaka[1] （1.CRIEPI）

5:40 PM - 5:55 PM

[1E20] Decomposition of the fire-resistant hydraulic oil by electrolysis using a diamond electrode

＊Yuji Sato[1], Yoshihiko Fujita[2], Tatsuo Shimomura[3] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.The wakasa wan Energy Research Center , 3.Ebara Industrial Cleaning）

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ガラス固化体からの放出中性子による地層処分環境に対する影響解析

Analysis of Emitted Neutron from Vitrified Waste for Geological Disposal Environment

大和田　賢治[1]，*春藤　史帆[1]，岩崎　智彦[1]，相澤　直人[1]
[1]東北大学

ガラス固化体からの放出中性子が地層処分時の周囲環境に及ぼす影響を評価するために、燃焼度・冷却期間・中性子源等詳細な条件を考慮した解析を行った。

キーワード：地層処分、ガラス固化体、放出中性子

1. 緒言

ガラス固化体からの放出中性子が地層処分環境に及ぼす影響に関して、オーバーパックへの中性子照射による照射脆化が懸念されている。オーバーパックの中性子照射による影響に関してこれまで行われた研究では、1000 年間の中性子照射が与える影響は少ないとしているが、解析条件が限定的であり、将来発生する様々なガラス固化体に対応できない可能性がある。そこで本研究では、オーバーパックへの中性子照射に関して詳細な条件を用いた解析が可能な解析システムを開発し、基本的な条件を用いた解析を行った。

2. 地層処分場中性子解析システムの開発

中性子照射の程度を表す指標のひとつである中性子フルエンスに着目し、中性子フルエンスの解析において重要な項目であるガラス固化体中核種組成および放出中性子量、中性子源エネルギースペクトル、任意体系内の中性子フルエンス分布に関して、詳細条件を考慮した解析を行うことが可能な解析システムの開発を行った。

3. 解析対象および解析結果

ガラス固化する燃料として，45GWd/t の UOX 燃料を基準のケースとし，MOX 燃料と 70GWd/t の高燃焼度化燃料の使用を想定した。ガラス固化体および人工バリアの仕様は第 2 次取りまとめ[1]を参照し、地層処分場体系において 1000 年間の中性子照射を想定した。中性子束の計算位置に関して、オーバーパックを軸方向に蓋部、側部、底部と分割し、それぞれに対して内表面、中央部、外表面と細分化することで中性子フルエンスの空間分布を詳細に解析した。結果の一例として､ガラス固化後 1000 年間の任意の時点におけるガラス固化体からの放出中性子量を示す。 MOX 燃料および高燃焼度化燃料の使用により、放出中性子量は基準のケースと比較して最大 6.93 倍ほど大きくなった。その他の結果については、発表にて提示する。

MOX 燃料の使用および高燃焼度化を想定した
ガラス固化後の放出中性子量

燃料	UOX	MOX
燃焼度［GWd/t］	45	70
経過時間［年］	放出中性子量［n/sec/本］	
0	4.59E+08	3.18E+09
50	7.39E+07	5.03E+08
100	1.67E+07	1.03E+08
500	4.71E+06	3.32E+06
1000	2.70E+07	2.21E+07

参考文献

[1] 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 次取りまとめ― 分冊 2 地層処分の工学技術、 核燃料サイクル機構、 JNC TN1400 99-022、 (1999)

Kenji Owada[1], *Shiho Shundo[1], Tomohiko Iwasaki[1], Naoto Aizawa[1]
[1]Tohoku Univ.

炉心部機器の解体で発生する廃棄体製作に係る最適化の検討

Optimization study for waste packaging of dismantled reactor components

*高橋　純平[1]，川崎　大介[1]，柳原　敏[1]

[1]福井大学

炉心部機器の解体で発生する廃棄物を対象として、廃棄体製作時に使用する収納容器、廃棄物形状等を変数として廃棄体数や周辺線量当量率の評価を行うと共に、廃棄体数の低減等に係る検討を行った。

キーワード：　廃止措置　廃棄体　線量率評価　最適化

1. 緒言

原子炉圧力容器や炉内構造物の解体で発生する廃棄物の収納容器としては幾つかの異なる種類が検討されているが、廃棄物の充填密度等の条件によって廃棄体数や廃棄体の周辺の線量率が異なる。本研究では、収納容器、廃棄物形状、充填密度等を変数として考慮し、廃棄体の製作に係る最適化の検討を行う。本稿では三種類の収納容器について廃棄体数と周辺線量率を評価した結果について示す。

2. 解析条件

対象容器：収納容器はドラム缶(半径 30cm、高さ 83cm、厚み 0.16cm)、角型A(縦・横 116cm、高さ 113cm、最薄厚み 6.5cm)、角型 B(縦・横・高さ 160cm、厚み 5cm)とし、各々に廃棄物を収納した場合を比較した。

充填密度と廃棄体数の計算：出力 1155MW の BWR（30 年運転・10 年冷却）の原子炉圧力容器（上下鏡部を除く）の解体で発生する切断片 427 トン[(1)]を対象とした。切断片形状は瓦型で、容器内壁との間に 2cm 以上の隙間ができる大きさとし、底面から積み重ね、最大量を収容した。空隙はモルタル充填とした。

周辺線量率の計算：粒子輸送計算コード PHITS(ver.2.76)[(2)]を適用し、収納容器内はマンガン-モリブデン鋼（廃棄物）、モルタル、線源（^{60}Co）の均質混合物とした。

3. 結果・考察

表 1 に収納容器ごとの廃棄体数と廃棄体側面中央部の表面から 1cm 及び 1m 離れた位置での線量率を示す。ドラム缶を輸送容器として用いた場合、輸送基準(1cm 線量当量率 2mSv/h ）を上回る。いずれの収納容器においても廃棄体周辺の線量率は 1m 付近で長時間作業を行うには比較的高い値である。これらの線量率を低減させるためには遮へい材の設置、充填密度の低減、冷却期間の延長等が考えられるが、それらは廃棄体数等に影響する。今後は表面線量率及び周辺線量率等の条件を設定した上で、コスト低減の観点から廃棄体製作に係る最適化の検討を進める。

表 1 収容容器ごとの廃棄体数と周辺線量率

収納容器	収容廃棄物量[ton/体]	充填密度[%]	廃棄体数	1cm 線量率※[mSv/h]	1m 線量率※[mSv/h]
ドラム缶	0.75	46	575	3.00	0.22
角型 A	6.44	80	67	0.32	0.08
角型 B	20.2	77	22	0.61	0.24

※圧力容器炉心部付近の廃棄物を収容した際の線量率

参考文献

[1] R.I.Smith et al, Pacific Northwest National Laboratory, (1996) NUREG/CR-6174, Vol. 2

[2] T. Sato et al, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

*Jumpei Takahashi[1], Daisuke Kawasaki[1] and Satoshi Yanagihara[1,]

[1]University of FUKUI..

照射後試験施設から発生する廃棄物の放射能評価方法の検討

Study of evaluation method to determine the radioactivity concentration of radioactive wastes generated from post-irradiation examination facilities

*辻 智之[1]，星野 譲[1]，坂本 義昭[1]，鈴木 康夫[2]，町田 博[3]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]原子力バックエンド推進センター，
[3]ニュークリア・デベロップメント

研究施設等廃棄物の特徴を踏まえた合理的な廃棄物確認手法を確立する一環として，ニュークリア・デベロップメント株式会社の照射後試験施設をモデルに，照射後試験施設廃棄物に対する放射能濃度評価手法の検討を行い，理論計算を主体とした手法を適用できる可能性を得た。

キーワード：放射能濃度評価手法，照射後試験施設，研究施設等廃棄物

1. 緒言

研究施設等廃棄物は試験研究用原子炉，照射後試験施設や放射性同位元素使用施設等の様々な施設から発生する。これらのうち照射後試験施設廃棄物に対する放射能濃度評価手法は検討されていないことから，ニュークリア・デベロップメント株式会社（以下「NDC」という。）の照射後試験施設をモデルに，照射後試験施設廃棄物に対する放射能濃度評価手法の検討を行った。

2. 検討内容

本検討では，非破壊外部測定による Co-60 または Cs-137 の放射能濃度に，理論計算により求めた核種組成比を掛け合わせ廃棄物の放射能濃度を評価する新たな手法を検討した。理論計算による核種組成比は，NDC に搬入された実燃料のデータを用い ORIGEN-2 計算コードによる放射化・燃焼計算によって求めた。この核種組成比を実廃棄物分析結果と比較し，本手法の妥当性を確認した。本検討の対象核種は，H-3，C-14，Co-60，Ni-63，Sr-90，Tc-99，Cs-137，Eu-154，U-234，U-235，U-238，Pu-238，Pu-239+240，Pu-241，Am-241，Cm-244 とした。

3. 結果・考察

図 1 に理論計算により求めた核種組成比と実廃棄物分析結果を示す。照射後試験施設では，照射済燃料集合体に含まれる放射性核種が破壊試験等に伴って廃棄物に移行すると考えられる。このため燃料由来の Sr-90，Tc-99，Eu-154，U-234，U-235，U-238，Pu-238，Pu-239+240，Pu-241，Am-241，Cm-244 の核種組成比は分析結果と比較的よく一致し本手法を適用できる可能性を得た。一方，H-3，C-14，Ni-63 の核種組成比は分析結果と差が認められた。これらの核種は放射化材料の他に冷却材中の放射性クラッドに由来するものも考えられるため，この影響も含め核種組成比を設定する必要性が示唆された。

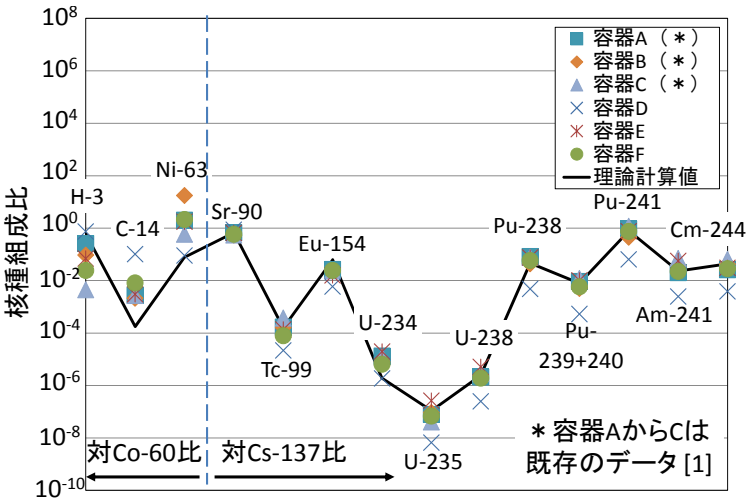


図 1　理論計算による核種組成比と分析結果の比較

参考文献

[1] 星野，坂本，室井他，照射後試験施設から発生する廃棄物の放射能評価手法の検討，JAEA-Technology 2015-015，日本原子力研究開発機構，（2015）．

*Tomoyuki Tsuji[1], Yuzuru Hoshino[1], Yoshiaki Sakamoto[1], Yasuo Suzuki[2] and Hiroshi Machida[3]
[1]JAEA, [2]Radwaste and Decommissioning Center, [3]NUCLEAR DEVELOPMENT CORPORATION

埋設処分環境下でのアルミニウム腐食によるガス発生挙動に及ぼす乾燥の影響

Influence of Drying on Corrosion and Gas Generation Behavior of Aluminum under the Simulated Environmental Condition of Low-Level Waste Disposal

*藤原 和俊[1]，谷 純一[1]，廣永 道彦[1]，田中 幸久[1]
[1]電力中央研究所

低レベル放射性廃棄物に含まれるアルミニウムの埋設処分環境下を模擬したモルタル平衡水中での腐食/ガス発生挙動を評価した。

キーワード：アルミニウム，腐食，低レベル放射性廃棄物，モルタル

1. 緒言　原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物には、高アルカリ性の埋設処分環境下で水素ガスを発生するアルミニウムが含まれる。アルミニウムは、廃棄体の製作時点において分別・除去されるものの、その一部は廃棄体内に残存し、潜在的な水素ガス発生源となり得る[1]。埋設施設の覆土後の安全確保にあたっては、埋設環境条件の変動要因を考慮して水素ガスの発生速度を評価し、バリア機能に及ぼす影響を推定する必要がある。本研究では、埋設処分環境を想定した 15℃のアルカリ水溶液中でアルミニウムの腐食挙動を評価した。

2. 実験　試験片として純アルミニウム板（A1070P）を用いた。試験溶液は、普通ポルトランドセメント（OPC）から作成したモルタルペーストの平衡水であり、温度は 15℃、pH は 11.5～12.5 であった。すべての試験片に対し、あらかじめ OPC 平衡水中に約 3000 時間浸漬し表面に酸化皮膜を形成させた。予皮膜付与後の試験片に対しアセトン中での超音波洗浄および真空乾燥を行った後に浸漬試験に供し、腐食挙動に及ぼす乾燥条件や溶液の酸化還元条件の影響を評価した。

3. 結果　予皮膜付与後の試験片に対し、真空乾燥または大気乾燥を行い OPC 平衡水中に浸漬すると、試験片の腐食速度は初期に極大値を示し、その後 1μm/y 以下まで低下することが明らかになった（図 1）。また、極大値に及ぼす酸化還元条件の影響は小さいことが分かった。一方、OPC 粉砕粒中で皮膜を成長および乾燥保管を行った試験片では、その後の浸漬試験において腐食速度の極大値は生じなかった。試験後には試験片表面に Al を主体とする内層の酸化皮膜と Ca-Al からなる外層の酸化皮膜が生成した。試験後の試験片を乾燥することにより、表面の皮膜に欠陥が生じ再浸漬の際に腐食速度に極大値が生じたものと考えられる。試験片周辺に OPC 粒が存在する場合にはこの欠陥の生成が緩和されると言える。

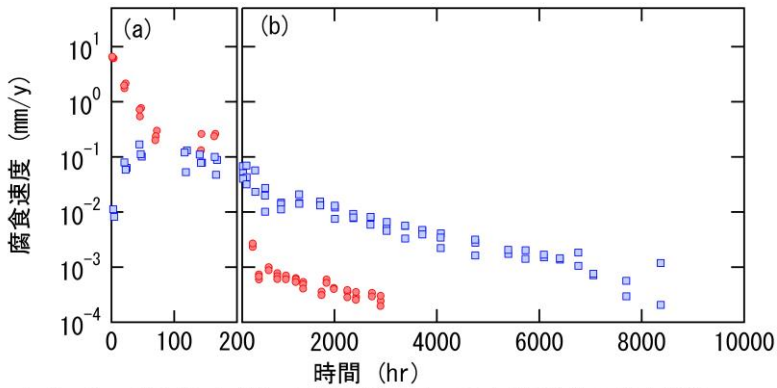


図1　Arで脱気した15℃のOPC平衡水中でのAl試験片の腐食挙動。
(a)0～200時間、(b)200時間以降。
●：裸の試験片をpH11.9のOPC平衡水に浸漬。
□：皮膜付与/乾燥保管後の試験片をOPC粒中に埋め込み、pH12.5のOPC平衡水に浸漬。

参考文献

[1] 北海道電力（株）ほか：充填固化体の標準的な製作方法（1996）

*Kazutoshi FUJIWARA[1], Junichi TANI[1], Michihiko HIRONAGA[1], Yukihisa TANAKA[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

ダイヤモンド電極による難燃性廃油の無害化処理

Decomposition of the fire-resistant hydraulic oil by electrolysis using a diamond electrode

*佐藤　有司[1]，藤田 義彦[2]，下村　達夫[3]
[1]原子力機構，[2]若狭湾エネルギー研究センター，[3]荏原工業洗浄㈱

原子炉廃止措置研究開発センター（ふげん）の管理区域内で使用されていたシリコンオイル等の難燃性廃油について、ダイヤモンド電極を用いた電解処理試験を実施した。ダイヤモンド電極を用いて電極表面で発生する高い酸化電位により、難燃性廃油を炭酸ガス、水及び無機物に酸化分解できることの確認及び処理の見通しを得た。

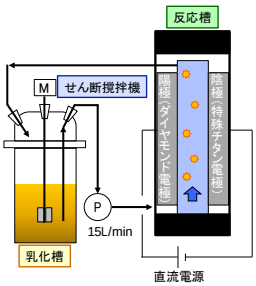
キーワード：難燃性廃油，無害化，シリコンオイル，EHC オイル，ダイヤモンド電極

1. 緒言

原子力発電所の管理区域で発生した難燃性廃油（シリコンオイル、EHC オイル等）を焼却処理した際には、燃焼に伴ってシリカガラスやリン酸塩ガラス等が生成され、焼却炉のフィルタを閉塞させることから、安定な焼却処理ができない。このため、これらの難燃性廃油を管理区域内で処理するにあたり、二次廃棄物発生量が少なく安全に処理する方法として、ダイヤモンド電極を用いた電解処理試験を行った。

2. 調査及び試験方法

試験は、電解助剤として水酸化ナトリウム（又は重炭酸ナトリウム）を溶解した電解液に廃油と油分散剤を添加し、廃油を電解液中に分散させた状態で陽極にダイヤモンド電極、陰極に白金コートチタン電極を用いた反応槽に循環させながら電解処理を行った。ダイヤモンド電極表面で発生する高い酸化電位による廃油（分散剤含む）の分解状況を電解液の化学的酸素要求量（COD）測定及びガスクロマトグラフ質量分析装置を用いた成分分析によって確認した。また、ダイヤモンド電極表面では酸化電位が高い OH ラジカル等が生成されると推測されたことから、電子スピン共鳴装置によるラジカル種の測定も行った。



3. 試験結果

電解助剤に水酸化ナトリウムを用いた電解処理では、シリコンオイルの分解生成物として水ガラス状の高粘度物質が生成され二次廃棄物の処理が課題となったが、電解助剤を重炭酸ナトリウムに変更することによって高粘度物質が生成されなくなり、フィルタろ過による処理が可能となった。EHC オイルでは、電解処理前の COD 濃度が 20,000ppm と高濃度であったが、電解処理後に 14ppm まで低下しており、難燃性廃油をダイヤモンド電極で処理できることが確認できた。電解液中の成分分析では、各廃油成分は減少していたものの、酸化分解で予想される中間生成物は確認できず、ラジカル種の存在も確認できなかった。

3. 結言

ダイヤモンド電極によって難燃性廃油を炭酸ガス、水及び無機物に分解できることを確認し、廃油処理に適用できる見通しが得られた。また、電極表面で生成を想定していた OH ラジカルや廃油の酸化生成物は検出されず、ダイヤモンド電極表面で直接廃油が酸化分解されていることが示唆された。

参考文献

[1] 水を磨く-ダイヤモンド電極の排水処理性能について-（エバラ時報№223）

*Yuji Sato[1], Yoshihiko Fujita[2] and Tatsuo Shimomura[3]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]The Wakasa wan Energy Research Center, [3]Ebara Industrial Cleaning co.

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

[1F01-08] Safety evaluations for a fast reactor 1

Chair: Hiroshi Endo (CRIEPI)

Sat. Mar 26, 2016 10:00 AM - 12:00 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[1F01] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

＊Tohru Suzuki[1], Yoshiharu Tobita[1], Takaaki Sakai[1], Ryodai Nakai[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:00 AM - 10:15 AM

[1F02] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

＊Ken-ichi Kawada[1], Shinya Ishida[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:15 AM - 10:30 AM

[1F03] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

＊Shinya Ishida[1], Kenichi Kawada[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:30 AM - 10:45 AM

[1F04] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

＊Yoshiharu Tobita[1], Tohru Suzuki[1], Hirotaka Tagami[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:45 AM - 11:00 AM

[1F05] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

＊Hirotaka Tagami[1], Tohru Suzuki[1], Yoshiharu Tobita[1] （1.JAEA）

11:00 AM - 11:15 AM

[1F06] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

＊Joji SOGABE[1], Yusaku WADA[1], Tohru SUZUKI[1], Yoshiharu TOBITA[1] （1.JAEA）

11:15 AM - 11:30 AM

[1F07] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

＊Takashi Onizawa[1], Shoichi Kato[1], Masanori Ando[1], Yusaku Wada[1], Kazuyuki Tsukimori[1] （1.JAEA）

11:30 AM - 11:45 AM

[1F08] Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

Yuichi Onoda[1], ＊Kenichi Matsuba[1], Yoshiharu Tobita[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討
（1）ATWS における IVR 評価の概要

Study on In-Vessel retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(1) Overview of IVR Evaluation in Anticipated Transient without Scram (ATWS)

*鈴木 徹[1]，飛田 吉春[1]，堺 公明[1]，中井 良大[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高速炉の代表的な炉停止失敗事象（Anticipated Transient without Scram：ATWS）に対して、原子炉容器内終息（In-Vessel Retention：IVR）の成立性を検討した。検討においては、総合的安全解析コードや個別物理モデルを活用して炉心損傷時の事象進展を解析し、事故の機械的影響と熱的影響を評価した。また、解析手法の妥当性について、最新の研究成果を踏まえた評価を併せて実施した。以上より、IVR 成立の見通しを得た。

キーワード：高速炉，重大事故，ATWS，ULOF，原子炉容器内終息（IVR）

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉は炉心の冷却が本来的に容易であり、原子炉の圧力が低い。高速炉における重大事故の格納機能の確保では、これらの特長を活かして事故影響を原子炉容器内で終息させること（IVR）が有効かつ合理的である。本シリーズ発表では、ATWS の代表的な事象である流量喪失時炉停止機能喪失事象（Unprotected Loss of Flow：ULOF）を対象として、事象進展の解析を行い、IVR の成立性を検討した。

2. IVR の成立性評価

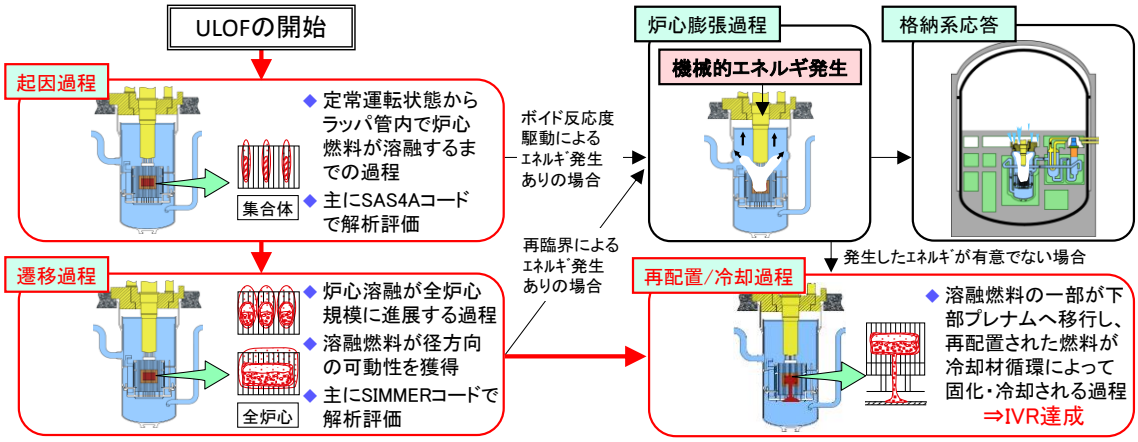
ULOF の事象進展[1]は、起因過程、遷移過程及び再配置／冷却過程に分割して解析するのが通例である（下図）。起因過程と遷移過程では、冷却材のボイド化や燃料移動による正の反応度投入で再臨界が生じる可能性がある。炉心膨張過程では、この場合の機械的エネルギを評価する。また、再配置／冷却過程では、事故が核的に終息した後の燃料再配置と長期の崩壊熱除去を評価する。 したがって、このような事象推移に対して IVR の成立性を評価するためには、以下を示すことになる。

① 炉心損傷時に有意な機械的エネルギが発生しない（又は影響が炉容器内に格納される）こと
② 炉容器内で最終的に再配置された損傷炉心物質が冷却保持されること

これらを示すため、起因過程と遷移過程では主に解析コード（SAS4A と SIMMER）を用いて、また再配置／冷却過程では主に物理モデルを用いて事象進展を評価した。併せて、これらの評価手法の妥当性を最新の解析／試験研究の成果を踏まえて検討した。個々の検討内容は、後続のシリーズ発表で報告する。

3. 結論

有意な機械的エネルギは発生せず、損傷炉心が冷却保持されることを示し、IVR 成立の見通しを得た。



参考文献 [1] Suzuki, A Preliminary Evaluation of ULOF Accident for a Prototype Fast-Breeder Reactor, *Nucl. Eng. Tech.* **47**, 240 (2015).

Tohru Suzuki[1], Yoshiharu Tobita[1], Takaaki Sakai[1] and Ryodai Nakai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討
(2) ULOF 起因過程における評価

Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(2) Assessment of Initiating Phase in ULOF

*川田 賢一[1]，石田 真也[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

高速炉の代表的な炉停止失敗事象である冷却材流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss of Flow）の起因過程における事象推移を評価・検討した。事象推移を支配する現象に関して CABRI 試験等の知見を反映した標準的な評価条件では、即発臨界に至ることはなく、緩慢な事象推移となる見通しを得た。

キーワード：高速炉，重大事故，ATWS，ULOF，起因過程，SAS4A コード

1. 緒言

ULOF 事象における起因過程の事象推移評価については、最新の知見を評価条件に反映し、最新の評価手法を用いることにより、不確定性幅を低減した評価が可能になった。本研究では、CABRI 試験等から得られた知見を基に合理的な評価条件を設定し、安全解析コード SAS4A によって、起因過程の事象推移を評価した。

2. 起因過程における評価

2-1. 評価手法　解析コードは、CABRI 試験データで検証された物理モデルを有する SAS4A コードを使用した。

2-2. 評価条件　評価条件については、CABRI 試験等から得られた知見を反映し、以下に示す条件を標準的に採用することにより、過度に保守的な条件を排除した。

- 燃料ピンの軸伸びの考慮
- FP ガス、スティール蒸気及び Na 蒸気の圧力による燃料分散を考慮
- 被覆管強度とキャビティー圧力負荷を考慮した破損位置、破損拡大の考慮

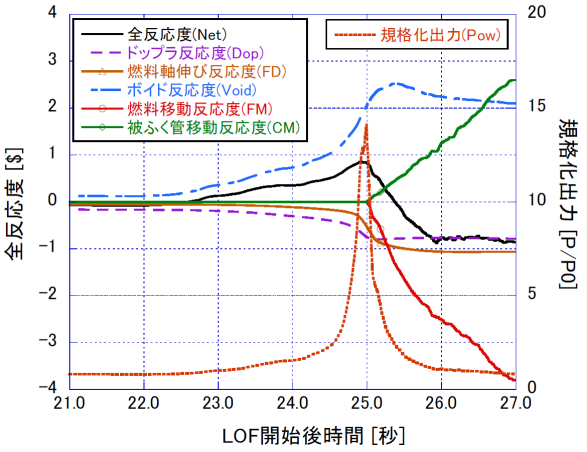


図１　反応度と出力

2-3. 評価結果　標準的な評価条件では、図 1 に示すように反応度、出力が推移する。冷却材の昇温、沸騰による正の反応度効果と、ドップラおよび燃料ピンの軸伸びによる負の反応度効果の競合の過程で、全反応度が 1$に近接する。出力上昇により燃料が崩壊し、燃料分散による負の反応度効果が事象を支配し、全反応度が 0＄以下を推移する事象推移となる。

3. 結論

CABRI 試験等から得られた知見を SAS4A コード及び解析条件に反映し、過度に保守的な想定を排除した。その結果、ULOF 起因過程の標準的な評価条件では、即発臨界を超えることなく、緩慢な事象推移となる見通しを得た。

謝辞　本研究の実施にあたり、ご協力を頂きました、(株)NESI 高橋一彦氏に深く深謝いたします。

*Ken-ichi Kawada[1] and Shinya Ishida[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する研究
（3）ULOF 起因過程における評価手法の妥当性

Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(3) Confirmation of Analysis Code for Initiating Phase in ULOF

*石田 真也[1]，川田 賢一[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高速炉の代表的な炉停止失敗事象である流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss Of Flow）の起因過程（事象開始から燃料の破損を経て損傷が集合体内に留まっているまでの過程）を評価する SAS4A コードの妥当性を確認した。起因過程の事象進展における重要現象を抽出し、CABRI 試験解析に基づく SAS4A コードの物理モデルの検証を実施するとともに、実機評価への適用性を検討した。

キーワード：高速炉，ATWS，ULOF，起因過程，SAS4A コード，CABRI 炉内試験

1. 緒言　ULOF 起因過程の事象推移を評価する上で重要な現象を特定し、その重要現象に対する SAS4A コードの妥当性を試験解析から確認する。また、コードの実機評価への適用性と重要現象に関する評価の不確かさの影響を検討する。

2. 重要現象とランク付け　SAS4A コードで解析評価の対象とする起因過程において PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table)手法に従い、ULOF の物理現象の特定を行うとともに、後続過程への影響に対する代表性の観点から燃料平均温度を評価指標とし、ULOF 起因過程における物理現象のランク付けを行った（表 1）。ランクは評価指標に対して影響度が大きいと考えられる順から”H”(High)、”M”(Middle)、”L” (Low)の 3 つに分類することとしている。

3. 妥当性確認　SAS4A コードで評価する全重要現象を包絡するように選択した試験解析により、SAS4A コードのモデル検証を行った。試験解析に用いた CABRI 試験は炉心崩壊事故時の挙動解明を主要課題として実施された試験であり、過出力試験や冷却材流量減少試験といった様々な事故条件の模擬が可能である。試験解析の結果、SAS4A コードは燃料ピンに関する熱的・機械的な過渡挙動、冷却材沸騰挙動、燃料破損挙動、燃料破損後の燃料分散挙動等を概ね表現できることを確認した。

4. 実機への適用性　試験解析に用いた試験の条件と実機の条件の比較等を通じて、重要現象に対して実施した妥当性確認が実機解析に適用可能である見通しを得た。

5. 不確かさの影響　重要現象に関する不確かさを抽出し、各不確かさに関する感度解析等を通じて評価指標に対する重要現象の不確かさの影響について検討した。

謝辞　本研究の実施にご協力いただいた、株式会社 NESI の高橋一彦氏に感謝いたします。

物理現象	評価指標
	燃料平均温度
定常照射挙動	H
炉心出力挙動	H
一次系冷却材流量減少挙動	H
集合体間熱移行	L
集合体の湾曲による炉心の変形	L
制御棒駆動機構の熱膨張	L
燃料ピンの熱的挙動	H
燃料ピンの機械的挙動	H
冷却材沸騰挙動	H
プレナムガスのブローアウト	L
被覆管溶融と移動	L
燃料破損（崩壊型破損）	H
燃料分散	H
燃料ピン破損（応力破損）	H
FCI 挙動	H

表 1 物理現象のランクテーブル（一部抜粋）

*Shinya Ishida[1] and Kenichi Kawada[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討
（4）ULOF 遷移過程における評価

Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(4) Assessment of Transition Phase in ULOF

*飛田 吉春[1]、鈴木 徹[1]、田上 浩孝[1]

[1]日本原子力研究開発機構

高速炉の代表的な炉停止失敗事象である流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss of Flow）の遷移過程における事象推移を評価・検討した。事象推移を支配する現象に関して試験的知見を反映した標準的な条件では、炉心からの燃料流出によって反応度が低下し、即発臨界を超過することなく事象終息に至る。また、支配現象の不確かさを考慮すると即発臨界に至るが、有意な機械的エネルギは発生しない。

キーワード：高速炉, 重大事故, ATWS, ULOF, 遷移過程, SIMMER コード

1. 緒言 高速炉の ULOF の遷移過程では、炉心損傷が集合体規模から全炉心規模に拡大していく。本過程の事象推移に対して影響を与える現象に関する不確かさの幅を物理的に合理的な範囲で考慮し、即発臨界による機械的エネルギ放出の有無及び原子炉容器内での安定冷却の保持に与える影響を評価した。

2. 遷移過程における評価

2-1. 評価手法 制御棒案内管（CRGT）を通した燃料流出挙動等の溶融炉心物質の挙動を現実的に評価できるように 3 次元遷移過程解析コード SIMMER-IV を用いて解析を行った。

2-2. 評価条件 本評価では、溶融炉心物質から CRGT 等の構造材壁面への熱流束、CRGT が破損する際のナトリウムと溶融炉心物質の相互作用（FCI）による圧力発生挙動など、遷移過程の事象推移に影響を与える重要な現象に関して、EAGLE 試験等の知見を反映した標準的な解析条件を採用して事象進展を評価した。遷移過程における機械的エネルギは炉心領域の溶融燃料の集中により発生する。このため、炉心領域からの燃料流出挙動、及び上述の重要現象の不確かさを考慮して遷移過程におけるエネルギ発生挙動を評価する解析も実施した。

2-3. 評価結果 SAS4A による起因過程解析結果を引き継いで実施した標準的解析結果を図 1 に示す。初期の炉心上部の分散燃料の落下等による炉出力の変動後、遷移過程開始後約 2.5 秒で CRGT を通した溶融燃料の流出により深い未臨界状態となって機械的エネルギが発生することなく事象は終息する。また図 2 に示す重要現象の不確かさを考慮した評価では、CRGT 破損に伴う FCI による圧力発生に駆動された燃料の移動により約 2.5 秒の時点で即発臨界をわずかに超過し、炉出力も定格の約 1000 倍に達するが、これは機械的エネルギの発生を伴うような過大な出力バーストではない。

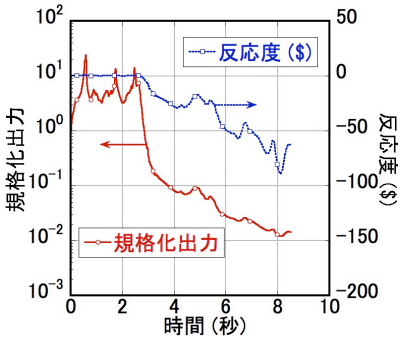


図 1　標準的条件による評価

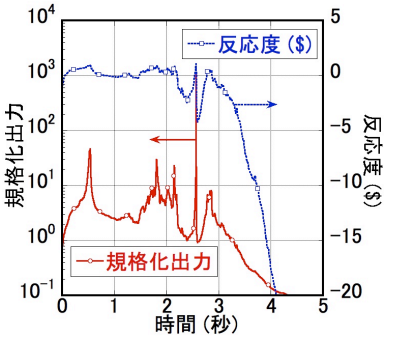


図 2　不確かさを考慮した評価

3. 結論　事象推移を支配する重要な現象に関する試験的知見に基づく評価条件を用いた ULOF 遷移過程の標準的な事象推移では CRGT を通した燃料流出等により即発臨界を超過することなく事象終息に至る。また重要現象の不確かさを考慮すると即発臨界をわずかに超過するが、有意な機械的エネルギは発生しない。これらの評価結果に基づいて後続の再配置／冷却過程、炉心膨張過程における IVR 成立性評価を行う。

*Yoshiharu Tobita[1], Tohru Suzuki[1] and Hirotaka Tagami[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内収束（IVR）に関する検討 （5）ULOF 遷移過程における評価手法の妥当性

Study on In-Vessel retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(5) Confirmation of Analysis Code for Transition Phase in ULOF

*田上 浩孝[1]，鈴木 徹[1]，飛田 吉春[1]
[1]日本原子力研究開発機構

高速炉の代表的な炉停止失敗事象である流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss Of Flow）の遷移過程（炉心損傷が集合体規模から全炉心規模に拡大していく過程）を評価する SIMMER コードの妥当性を確認した。遷移過程の事象進展における重要現象を抽出し、炉内・炉外試験解析に基づく最新知見を反映して SIMMER コードの物理モデルの検証を実施するとともに、実機評価への適用性を検討した。

キーワード： 高速炉，ATWS，ULOF，遷移過程，SIMMER コード，コード検証

1. 緒言 ULOF 遷移過程の事象推移を評価する上で重要な現象を特定し、その重要現象に対する SIMMER コードの妥当性を試験解析から確認する。また、コードの実機評価への適用性と重要現象に関する評価の不確かさの影響を検討する。

2. 重要現象とランク付け SIMMER コードで解析評価の対象とする遷移過程において PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table)手法に従い、ULOF における重要現象の特定と重要現象を構成する物理現象を抽出するとともに、ULOF 遷移過程における核的エネルギの発生に対する代表性の観点から燃料平均温度を評価指標と定めた。表 1 に評価指標に対する物理現象の影響度であるランクを示す。ランクは評価指標に対して影響度が大きいと考えられる順から”H” (High)、”M” (Middle)、”L” (Low)の３つに分類している。

3. 妥当性確認 SIMMER コードで評価する全重要現象を包絡するように、EAGLE 試験等の既存の炉内・炉外試験を選択し、重要現象の評価に必要な物理現象を関連付けた。各試験は高速炉の重大事故時に炉心で発生する重要現象を、模擬物質あるいは炉心物質を用いて模擬した炉内・炉外試験である。各模擬試験及び重大事故時に発生する現象は、共に複数の物理現象が複合したものであるため、複数モデルによる統合的な妥当性確認を行った。試験解析の結果、遷移過程を評価する上で重要な核動特性に関する時間・空間依存性、チャネル流における熱流動、プール流における FCI、CRGT 壁破損に伴う燃料流出に関する炉内・炉外試験の特徴を SIMMER コードで概ね表現できることを確認した。

4. 実機への適用性 試験解析に用いた試験の条件と実機の条件の比較等を通じて、重要現象に対して実施した妥当性確認が実機解析に外挿可能であると考えられる。

5. 不確かさの影響 重要現象に対する SIMMER コード評価の不確かさが、核的エネルギ発生に関する代表性の観点で定めた評価指標（燃料平均温度）に与える影響を検討した。

謝辞：**本研究の**実施にご協力いただいた、株式会社 NESI の菅谷正昭氏、近藤哲平氏に感謝いたします。

物理現象	評価指標
	燃料平均温度
炉心状態に応じた物性変化	L
核動特性	H
燃料ピン破損	L
FP ガス放出	M
界面積の変化	M
運動量交換	H
構造材への熱移行	H
構造材の破損	H
流動様式の変化	M
流体間の熱移行（溶融/固化）	H
流体間の熱移行（蒸発/凝縮）	H

表 1 物理現象のランクテーブル

* Hirotaka Tagami, Tohru Suzuki[1], Yoshiharu Tobita[1]
[1] Japan Atomic Energy Agency

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討
(6) ULOF 再配置／冷却過程における評価

Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(6) Assessment of PAMR/PAHR Phase in ULOF

*曽我部 丞司[1]，和田 雄作[1]，鈴木 徹[1]，飛田 吉春[1]

[1]日本原子力研究開発機構

高速炉の代表的な炉停止失敗事象である冷却材流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss of Flow）の再配置／冷却過程における事象推移を評価・検討した。原子炉容器内終息（IVR）の成立性に関する見通しを得るため、低圧プレナム（LPP）移行燃料と炉心残留燃料の安定冷却性に関する評価について報告する。

キーワード：高速炉，重大事故，ATWS，ULOF，再配置／冷却過程，原子炉容器内終息（IVR）

1. 緒言

ULOF の熱的影響を評価するためには、事故が核的に終息した後の損傷炉心物質が炉容器内のどこに再配置し、それぞれの場所で長期にわたって安定冷却できるかを示す必要がある。特に本報では、制御棒案内管を通して LPP へ移行した燃料と炉心に残留した燃料の安定冷却性評価について報告する。

2. 再配置／冷却過程における評価

2-1. LPP 移行燃料の安定冷却性

図 1 に評価体系を示す。LPP 移行燃料量が炉心燃料の 20%（遷移過程解析に基づく標準ケース）及び 50%（参考ケース）の 2 ケースで評価を実施した。燃料層とスティール層の密度分離を考慮し、燃料は塊状を想定した。ポニーモータ起動時の冷却材温度、流量、及び流速を境界条件とした。LPP 底板の構造評価には、1000℃までの超高温クリープ試験で新たに取得したデータに基づく関係式（後続の発表で詳述）を用い、有効板厚（1000℃以下の構造材厚み）に対して中央板厚一様／周辺板厚傾斜のモデルを適用した。図 2 に LPP 移行燃料が 50%のケースにおける LPP 底板の構造評価結果を示す。LPP 底板は表面のごく一部が溶融するが、崩壊熱が安定に除去され温度は徐々に低下する。たとえ 50%流出したとしてもクリープ損傷和は 1.0×10^{-3} 程度であり、LPP 移行燃料は安定冷却される見通しである。

2-2. 炉心残留燃料の安定冷却性

炉心残留燃料と上下軸ブランケット及び径方向ブランケット（RB）第 1 層からなる炉心プールの予備評価を実施した。予備評価から得たプールから径方向への平均熱流束に対し、RB 第 2 層内の冷却材が沸騰することなく熱輸送できることや、RB 第 2 層ラッパ管の構造健全性が維持されることの予備的結果を得た。

3. 結論

LPP 移行燃料と炉心残留燃料がともに安定冷却される見通しを取得した。

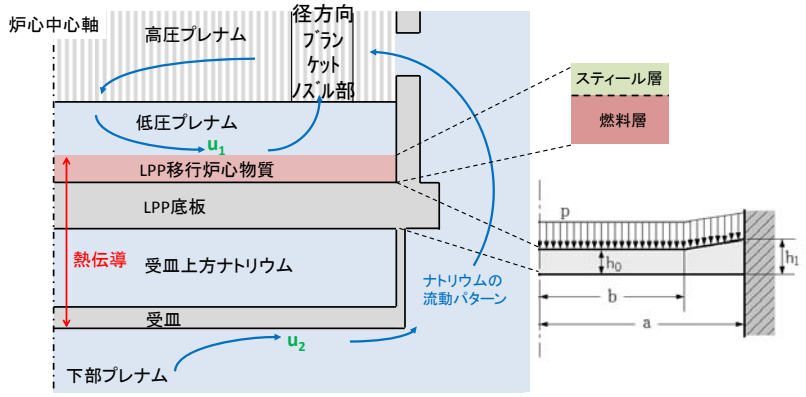


図 1　評価体系

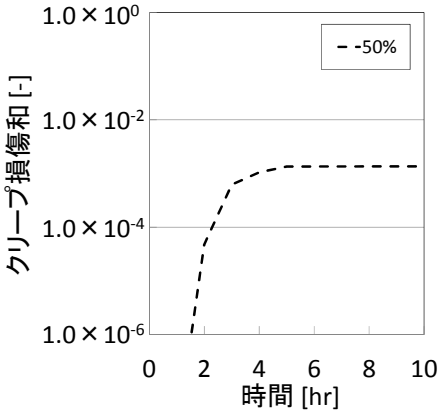


図 2　LPP 底板の構造評価結果

*Joji Sogabe[1], Yusaku Wada[1], Tohru Suzuki[1] and Yoshiharu Tobita[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討
(7) ULOF 再配置／冷却過程における構造健全性評価手法の妥当性

Study on In-Vessel Retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor

(7) Confirmation of Structural Integrity Evaluation Methodology for PAMR/PAHR phase in ULOF

*鬼澤 高志[1]，加藤 章一[1]，安藤 勝訓[1]，和田 雄作[1]，月森 和之[1]

[1]日本原子力研究開発機構

高速炉の代表的な炉停止失敗事象(ATWS)おける原子炉容器内終息(IVR)の成立性検討について報告する。本報では、流量喪失時炉停止機能喪失事象(ULOF)における再配置／冷却過程時の低圧プレナム(LPP)の構造健全性評価の妥当性について報告する。

キーワード：高速炉，ATWS，ULOF，再配置／冷却過程，原子炉容器内終息(IVR) ，クリープ

1. 緒言

ULOF では、溶融燃料が制御棒案内管を通して LPP に流出するが、LPP で冷却されることで事象が収束し、IVR が成立する。本報では、再配置／冷却過程時の LPP 構造健全性評価の概要説明及び構造健全性評価手法を確立するために実施した、超高温クリープ試験ならびに試験結果に基づくクリープ特性式の策定について報告する。

2. LPP 構造健全性評価概要

LPP の底板を中央板厚一様及び周辺板厚傾斜でモデル化し、一様分布荷重を受ける周辺固定円板の数値計算より、LPP 底板が、炉心溶融物質を上面で保持している過程において、LPP 底板の支持部破損（クリープ破損）による落下が生じないことに加え、底板下面における冷却機能を損なうような過大なたわみ変形（過大なクリープ変形）が生じず、IVR が成立する見通しを得た。なお、評価においては、炉心溶融物質と接触する LPP 底板上面は融点に至るような超高温であり、構造健全性評価に適用できる超高温の材料特性の有無が評価に大きく影響する。このため超高温の材料特性を適切に把握し、評価に反映することが必須であった。

3. クリープ破断関係式及びクリープひずみ式の策定

もんじゅの設計評価で使用した SUS304 のクリープ特性式の適用温度上限は 650℃であり、本評価に適用できるクリープ特性式はなかった。このため、超高温クリープ試験を実施し、取得したデータに基づく検討により、クリープ破断関係式及びクリープひずみ式を策定し、LPP の構造健全性評価に用いた。クリープ特性式策定のために、最高 1300℃までのクリープ試験を JIZ Z 2271(2010)に準じて実施した。SUS304 の 850℃を超えるクリープ試験データは見当たらず、これまでに例のない超高温クリープ試験であることから、一部試験は、同条件を複数機関で取得するなどし、適切な試験データが取得されたことを確認した。また、超高温では酸化による影響が懸念されたため、大気中試験に加え、アルゴン中での試験も実施した。取得した 67 点の超高温データに加え、既存データを踏まえ、クリープ特性式を策定した。策定したクリープ破断関係式と試験データとの関係を図 1 に示す。クリープ破断関係式は、ラーソン・ミラー・パラメータ法を用いて定式化し、もんじゅの設計評価で使用した式との連続性も考慮して策定した。適用温度上限は、現時点における評価ニーズ及び 1000℃を超えるデータ点数が少ないことを考慮し、1000℃とした。

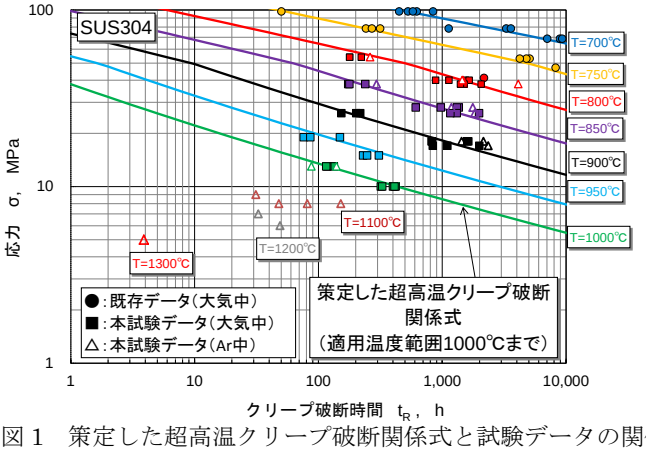


図 1　策定した超高温クリープ破断関係式と試験データの関係

4. 結論

ULOF 事象の IVR 成立性検討に必要な構造健全性評価手法を確立するため、超高温クリープ試験を新たに実施し、LPP に移行した燃料の安定冷却性（(6)で報告）の評価に適用した。

*Takashi Onizawa[1], Shoichi Kato[1], Masanori Ando[1], Yusaku Wada[1], Kazuyuki Tsukimori[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討
（8）ULOF 炉心膨張過程／炉容器応答過程における評価

Study on In-Vessel retention (IVR) of Unprotected Accident for Fast Reactor
(8) Assessment of Post-Disassembly Expansion and Structural Response in ULOF

小野田 雄一[1]，*松場 賢一[1]，飛田 吉春[1]
[1] 日本原子力研究開発機構

高速炉の炉停止失敗事象における損傷炉心の熱エネルギ状態をパラメータとした炉心膨張解析を行い、膨張炉心を圧力源とみた場合にその特性を表す圧力-体積関係（P-V カーブ）を評価した。さらに、得られた P-V カーブを入力として構造応答解析を行い、炉容器胴部の構造健全性が維持される結果を得た。

キーワード： 高速炉, 重大事故, ATWS, ULOF, 炉心膨張過程, 構造応答, 原子炉容器内終息（IVR）

1. 緒言 高速炉の重大事故に対する設計対策を反映した標準的な炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失事象（ULOF: Unprotected Loss Of Flow）評価では、炉心損傷が発生しても全炉心プール形成に起因する厳しい再臨界は発生せず、炉心物質の再配置・冷却過程に至る[1]。一方、炉心からの燃料流出による反応度低下等、事象進展を支配する重要現象の不確かさを考慮した評価では、再臨界が発生し、原子炉容器等に有意な機械的負荷を与える炉心膨張が起こりうる。本検討では、損傷炉心の膨張が炉容器胴部の構造健全性に与える影響を機構論的に評価した。

2. 評価方法 炉心膨張過程では、損傷炉心の膨張に伴い炉容器上部プレナムへ放出された高温の炉心物質とプレナム内ナトリウムとの熱交換によってナトリウム蒸気が発生する。このナトリウム蒸気が主要な圧力源となり、炉上部プレナム内の液相ナトリウムあるいはカバーガスを伝達媒体として炉容器胴部に機械的負荷を与える。本検討では、事象進展を支配する重要現象の不確かさを考慮した ULOF 遷移過程評価[1] において定格炉出力の約 100 倍相当の熱エネルギ状態となった損傷炉心を対象として、炉心膨張過程での高温蒸気の冷却・凝縮等、エネルギ損失効果を機構論的に取り扱える高速炉核熱流動解析コード SIMMER-III[2]を用いた炉心膨張解析を行い、P-V カーブを評価した。次に、衝撃解析コード AUTODYN を用いて、得られた P-V カーブを入力として炉容器の構造応答を解析した。

3. 評価結果 損傷炉心の膨張に伴い炉心物質が炉容器上部プレナムへ放出されるとナトリウム蒸気が発生し、液相ナトリウムが上方へ加速された（図 1 , 0.0s, 2.0s）。遮蔽プラグ下面に対するナトリウムスラグの衝突による大きな衝撃圧力は発生しなかった。膨張炉心が系になした仕事の評価値は 約 10MJ 程度であり、この仕事に対する原子炉容器胴部の変形量は周方向の限界ひずみに対し無視できるほど小さかった。

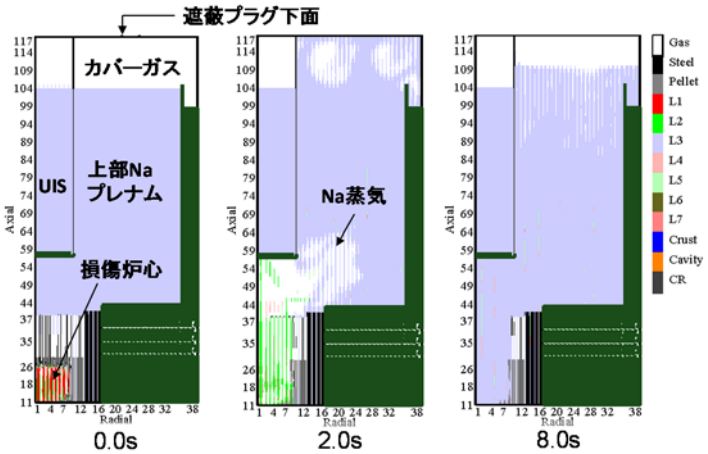


図 1 SIMMER-III を用いた解析結果（炉容器内の物質分布）

4. 結論 炉心膨張が発生しても、炉容器胴部の構造健全性が維持される結果を得た。

参考文献 [1] 飛田 他, 高速炉の炉停止失敗事象における炉容器内終息（IVR）に関する検討(4), 日本原子力学会 2016 年春の年会、[2] 近藤 他, JNC TN9400 2000-105

Yuichi Onoda[1], Ken-ichi Matsuba[1] and Yoshiharu Tobita[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1F09-11] Safety evaluations for a fast reactor 2

Chair: Yoshiharu Tobita (JAEA)

Sat. Mar 26, 2016 2:45 PM - 3:35 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[1F09] Study on Self-leveling Behavior of Debris Bed

＊Fumiya Matsuoka[1], Tatsuya NISHIKIDO[1], Ryo MIURA[1], Tatsuya MATSUMOTO[1], Koji MORITA[1] （1.Kyushu University）

2:45 PM - 3:00 PM

[1F10] Numerical simulation of mixed particle sedimentation using a particle-grid coupled method

＊Ryo Kawata[1], Yohei Ohara[1], Takuya Fujimoto[1], Satoshi Nishida[1], Koji Morita[1], Liancheng Guo[2], Hirotaka Tagami[3], Tohru Suzuki[3] （1.Kyushu university, 2.The Karlsruhe Institute of Technology, 3.JAEA）

3:00 PM - 3:15 PM

[1F11] Fundamental Study on Sloshing Behavior of Disrupted Core Pool

＊Koji Morita[1], Sho Fuchita[1], Yuki Emura[1], Tatsuya Matsumoto[1], Isao Tatewaki[1] （1.Kyushu University）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

デブリベッドのセルフ・レベリングに関する研究
：球形・非球形混合粒子ベッドのレベリング特性

Study on Self-leveling Behavior of Debris Bed

- Bed leveling characteristics of spherical and non-spherical particle mixture -

*松岡 史也[1]，錦戸 達也[1]，三浦 亮，松元 達也[1]，守田 幸路[1]

[1]九州大学

高速炉の炉心損傷事故時における崩壊熱除去過程において重要なデブリベッドのセルフ・レベリング特性について、固体粒子ベッド底部からのガス吹き込みにより冷却材沸騰を模擬した実験を実施し、球形・非球形粒子を混合したベッドのレベリング特性について検討を行った。

キーワード：高速炉，炉心損傷事故，崩壊熱除去過程，デブリベッド，セルフ・レベリング

1. 緒言　高速炉の炉心損傷時における炉心物質再配置過程に形成されるデブリベッドは、燃料の崩壊熱により冷却材沸騰を引き起こす可能性がある。この沸騰によって引き起こされるデブリベッドの自己平坦化（セルフ・レベリング）挙動の特性を解明することは、デブリベッドの冷却性向上、臨界性緩和の観点から重要である。本研究では、固体粒子ベッド底部からの気相吹き込みによって冷却材沸騰を模擬したセルフ・レベリング挙動実験を実施し、球形、非球形の混合粒子がレベリング特性に与える影響とベッド高さの時間変化に関する実験相関式について検討した。

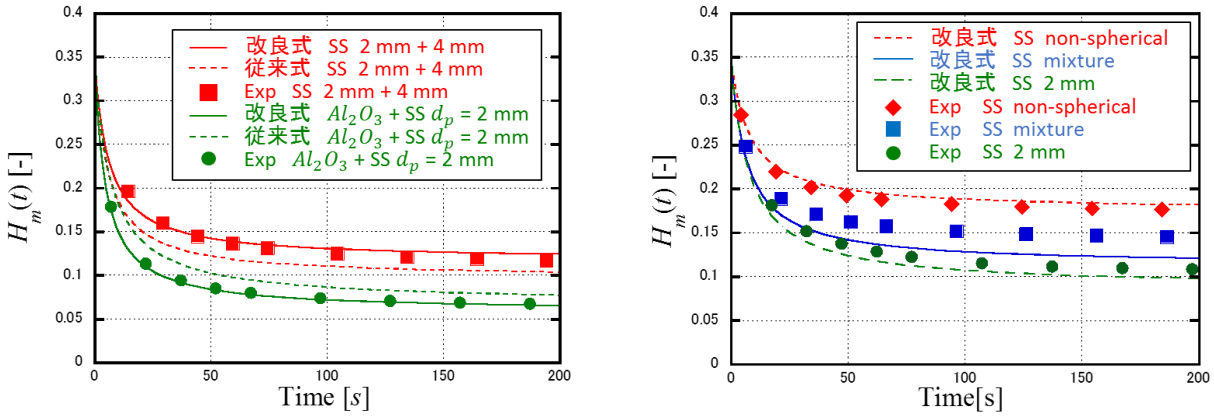
2. 実験　本実験では円筒水槽（内径 =310 mm）内に頂部が円錐形状になるように固体粒子（嵩堆積 7 L）を堆積させ、初期水位 180 mm の条件で水槽底部の多孔質板を通じて窒素ガスを一様に吹き込み固体粒子ベッドが平坦化する挙動を観察した。固体粒子には体積相当直径（d_p）0.5～6.0 mm、球形度 0.58～1.0 の Al_2O_3、ZrO_2 及びステンレス鋼（SS）粒子を用い、特性の異なる 2 種類の粒子を同じ嵩体積で混合した。また、窒素ガスの体積流量（Q_g）は約 20～500 L/min とした。

3. 結論　可視化画像から測定された固体粒子ベッドの円錐部高さの時間変化$H_m(t)$を測定するとともに、単一特性の固体粒子ベッドの円錐部高さの時間変化$H_m(t)$に対する実験相関式[1]に混合粒子の効果を含めることで改良し、実験値と比較した。図 1(a)に球形 Al_2O_3 と SS 粒子（d_p = 2 mm）の混合ベッド及び粒径の異なる SS 粒子（d_p =2 及び 4 mm）の混合ベッドに対する従来式と改良式による$H_m(t)$の予測結果（Q_g～50, 200 L/min）、図 1(b)に球形（d_p =2.0 mm）及び非球形（d_p =2.2 mm）の SS 粒子の混合ベッドに対する改良式による$H_m(t)$の予測結果（Q_g～100 L/min）を示す。改良式では、密度あるいは粒子径の異なる粒子の混合ベッドに対しては適用性が向上したが、球形度が異なる粒子の混合ベッドについては予測性が十分ではない。今後、実験データベースを拡充するとともに、球形度の影響を適切に考慮できる実験相関式の検討を進める。

謝辞　本研究は JSPS 科研費 25420909 の助成を受けたものです。

参考文献　[1] 錦戸ら他 4 名，本会「2015 年春の大会」, K17 (2015)

*Fumiya Matsuoka[1], Tatsuya Nishikido[1], Ryo Miura[1], Tatsuya Matsumoto[1], Koji Morita[1]; [1]Kyushu Univ.



(a) 球形 Al_2O_3 と SS 粒子；粒径の異なる SS 粒子　　(b) 球形及び非球形 SS 粒子

図 1　混合粒子ベッドにおけるH_mの時間変化

格子-粒子法連成計算による混合粒子堆積挙動の数値シミュレーション

Numerical simulation of mixed particle sedimentation using a particle-grid coupled method

*河田 凌[1]，大原 陽平[1]，藤本 拓矢[1]，西田 智[1]，守田 幸路[1]，郭 連城[2]，田上 浩孝[3]，鈴木 徹[3]
[1]九州大学，[2]カールスルーエ工科大学，[3]日本原子力研究開発機構

高速炉の炉心損傷事故時に炉心外に流出しデブリとなって堆積する炉心物質の移行挙動を解析するために、多流体モデルに個別要素法を組み込んだハイブリッド解析手法を開発し、混合粒子堆積挙動の解析によってモデル化手法の基本的な妥当性を検証した。

キーワード：高速炉，炉心損傷事故，ハイブリッド法，多流体モデル，個別要素法

1. 緒言　高速炉の炉心損傷事故では、制御棒案内管等を通じて流出した溶融物質が冷却材との相互作用により固化・微粒化し、デブリとなって炉容器下部構造物上に堆積する。このデブリの冷却性は炉心物質の炉容器内保持の達成において重要であり、一連の物質再配置挙動を評価する必要がある。本研究では、粒子-格子法を連成するハイブリッド法[1]を用いて混合粒子堆積実験[2]の解析を行い、その妥当性を検証した。

2. 解析手法　本研究で用いたハイブリッド法では、固体粒子間の相互作用を個別要素法で計算し、流体運動を多流体モデルで計算する。図 1 に示すように体系全体を直交座標 3 次元（格子数 15×15×40）でモデル化し、ホッパーから固体粒子（嵩体積 5L、粒子数 31,568 個）を円筒水プール（直径 375 mm）中に落下させる。混合粒子にはステンレス（SS）球及びアルミナ（Al_2O_3）球（直径 6 mm，体積比 1：1）を用いた。

3. 結果・考察　図 2 に示すように本解析では、山型のベッドが形成される現象を再現できた。また、図 3 に示す通りデブリベッド内部の粒子分布についても実験の傾向を精度よく解析できた。一方で、プール中の粒子の落下挙動については、SS 粒子が実験に比べ左右に大きく分散した。今後は落下挙動と粒子分布の関係を分析し、実機条件の模擬性に優れた粒径の小さい混合粒子についての適用性検証を進める。

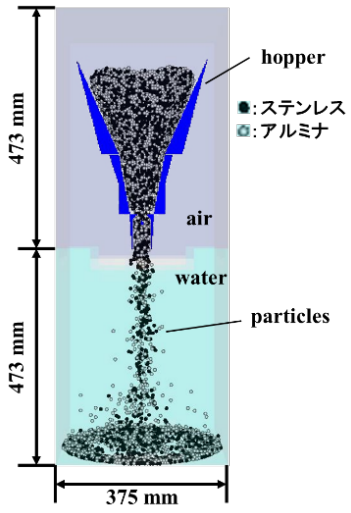


図 1　3 次元計算体系

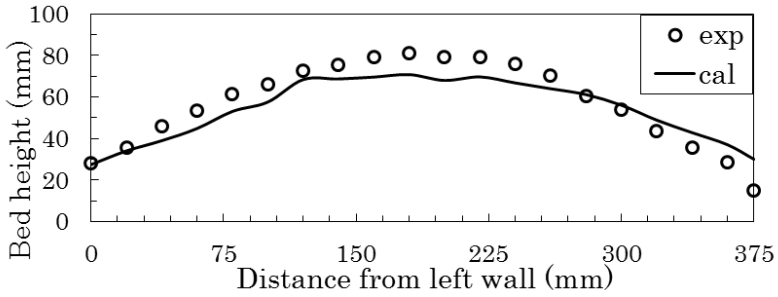
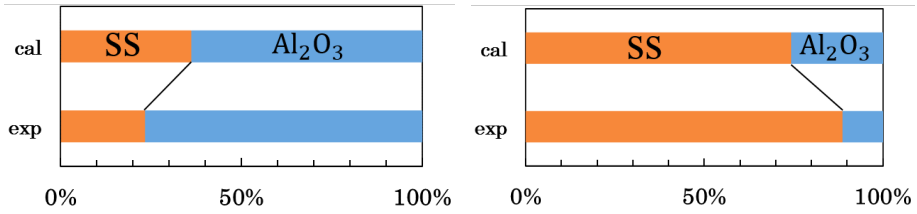


図 2　SS-Al_2O_3 混合粒子のデブリベッド形状比較



(a) ベッド高さ 68 mm　　(b) ベッド高さ 34 mm

図 3　ベッド水平断面での粒子分布の比較

本報は、原子力機構との共同研究「燃料デブリの堆積挙動特性に関する基礎的研究」の成果の一部を含む。

参考文献　[1] L. Guo et al.: Mech. Eng. J., 1(4), TEP0024 (2014).　[2] M Shamsuzzaman: PhD Thesis, Kyushu Univ. (2014).

*Ryo Kawata[1], Yohei Ohara[1], Takuya Fujimoto[1], Satoshi Nishida[1], Koji Morita[1], Liancheng Guo[2], Hirotaka Tagami[3] and Tohru Suzuki[3]
[1]Kyushu Univ., [2]The Karlsruhe Institute of Technology., [3]Japan Atomic Energy Agency

損傷炉心プールのスロッシング挙動に関する基礎的研究：プール運動による反応度挿入の指標に関する検討

Fundamental Study on Sloshing Behavior of Disrupted Core Pool:
Index for Reactivity Insertion Caused by Fuel Motion

*守田 幸路[1]，渕田 翔[1]，江村 優軌[1]，松元 達也[1]，帶刀 勲[1]
[1]九州大学

高速炉の再臨界エナジェティクス評価において重要な炉心溶融プールのスロッシング挙動について、核的なフィードバックを伴うプール運動を模擬した水流動試験に基づき、外乱に対するプールの応答特性が反応度挿入に与える影響を評価するための指標について検討した。

キーワード：高速炉，炉心損傷事故，溶融プール，スロッシング，反応度

1. 緒言　高速炉の炉心損傷事故における遷移過程では、溶融プールの運動に伴う燃料凝集によって反応度が即発臨界に近接すると、燃料膨張や蒸発による燃料運動に伴って正、負両方の反応度効果が生ずる。本研究では、核的なフィードバックを伴うプール運動を模擬した水流動試験[1]に基づき、外乱に対するプールの応答特性が反応度挿入に与える影響を評価するための指標[2]について検討した。

2. プール運動による反応度変化の評価　プール内での燃料運動に伴う反応度挿入率を$\dot{\rho}(t)[\Delta k/k/s] \simeq \oint[\nabla W(\vec{x}) \cdot \vec{u}_f(t,\vec{x})]\,\delta m_f(t,\vec{x})$（$\nabla W$：初期の燃料配置での反応度価値の勾配[Δk/k/(kg·m)], $\vec{u}_f$：燃料速度[m/s], δm_f：燃料質量の変化[kg]）で一次近似的にモデル化する。高速炉安全解析コード SIMMER-III を用いた水流動試験の再現解析結果[1]に基づき、水を溶融燃料と仮想して求めた∇Wを用いて、対称スロッシング運動の増幅（Type 1）・緩和（Type 2）を誘発する外乱を与えた際のプール中心方向の燃料運動による$\dot{\rho}_r(t)$を求めた。外乱印加終了（0.0 秒）後の$\dot{\rho}_r$について、Type 1 における外向きスロッシングによる局所分布の例を Fig. 1 に、Type 1, 2 における時間変化を Fig. 2 に示す。外乱印加直後は燃料凝集に伴って$\dot{\rho}_r$は増加するものの、その後 Type 2 では$\dot{\rho}_r$の変動は穏やかになり反応度変化が緩和されることが分かる。

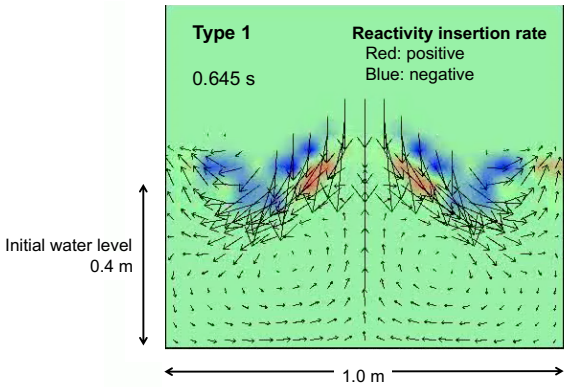


Fig. 1　プール中心方向運動による局所的な$\dot{\rho}_r$の分布

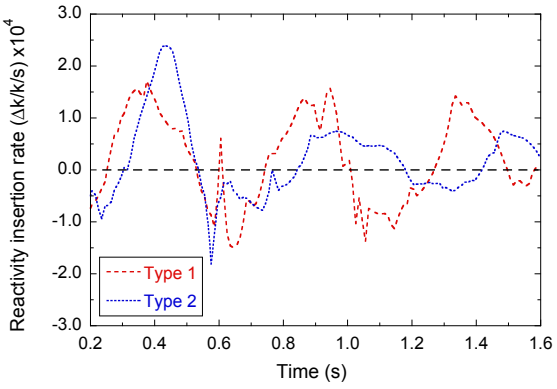


Fig. 2　プール中心方向運動に伴う$\dot{\rho}_r(t)$

3. 結言　プール内の局所的な燃料運動と反応度変化に関する定性的な知見が得られた。今後、実機体系において核的なフィードバックを伴うプール運動によるエネルギー発生のメカニズムについて検討を進める。

謝辞　本研究は原子力規制庁から九州大学への委託研究「高速炉の損傷炉心プールのスロッシング挙動に関する水流動試験」として実施した。

参考文献　[1] K. Morita et al., NTHAS9, N9P0033, Nov. 2014. [2] I. Tatewaki et al, ICONE23, ICONE23-1948, May 2015.

*Koji Morita[1], Sho Fuchita[1], Yuki Emura[1], Tatsuya Matsumoto[1] and Isao Tatewaki[1]; [1]Kyushu Univ.

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

[1F12-15] Safety evaluations for a fast reactor 3

Chair: Hitoshi Muta (Tokyo City Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 3:35 PM - 4:40 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[1F12] Study on Prevention of Loss of Heat Removal Function for Fast Reactor

＊Kenichi Kurisaka[1], Hiroyuki Nishino[1], Masutake Sotsu[1] （1.JAEA）

3:35 PM - 3:50 PM

[1F13] Study on Prevention of Loss of Heat Removal Function for Fast Reactor

＊Fumiaki YAMADA[1], Takero MORI[1] （1.JAEA）

3:50 PM - 4:05 PM

[1F14] Study on Prevention of Loss of Heat Removal Function for Fast Reactor

＊Kazuaki Matsui[1], Kazuo Yoshimura[1], Kosuke Aizawa[1], Kenta Ichikawa[1], Fumiaki Yamada[1] （1.JAEA）

4:05 PM - 4:20 PM

[1F15] Study on Prevention of Loss of Heat Removal Function for Fast Reactor

＊Kazuo Yoshimura[1], Kosuke Aizawa[1], Kenta Ichikawa[1], Takero Mori[1], Fumiaki Yamada[1] （1.JAEA）

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高速炉の除熱機能喪失防止に関する検討
(1) 除熱機能喪失の確実な防止に向けたアプローチ

Study on Prevention of Loss of Heat Removal Function for Fast Reactor
(1) Approach toward Robust Preventive Function against Loss of Heat Removal

*栗坂 健一[1]，西野 裕之[1]，素都 益武[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉において除熱機能喪失に至る恐れのある設計基準事故対策の失敗を対象に独立で多段の安全確保策を提案し，同安全確保策を考慮した場合の決定論的な有効性評価及び除熱機能喪失の頻度低減効果の確率論的検討により除熱機能喪失を確実に防止する見通しを得た。

キーワード：高速炉，除熱機能喪失，確率論的リスク評価，崩壊熱除去，原子炉容器液位

１．緒言　ナトリウム(Na)冷却高速炉において除熱機能喪失に至る恐れのある設計基準事故対策の失敗は，原子炉停止後の崩壊熱除去における主冷却系を介した強制循環の機能喪失と原子炉容器(RV)液位が緊急時液位(EsL)を下回ることによる主冷却系循環流路の途絶に至る RV 液位確保機能喪失に大別される[1]。本研究では，決定論及び確率論を統合した図 1 に示すアプローチを採り，性能及び信頼性の評価を通じて安全確保策を提案又は改良し，除熱機能喪失の確実な防止を目指す。

２．想定すべき除熱機能喪失の抽出　既発表[1]における評価の頑健性を確認するため，強制循環及び自然循環の両者に必要な崩壊熱除去経路維持の使命時間を RV からの放散熱等に基づいて求め，得られた使命時間を考慮して図 1 の(1)を実施した。その結果，動的故障に起因する強制循環機能喪失と 2 箇所での 1 次冷却材漏えいにより EsL 未満となる RV 液位低下が抽出された。

３．安全確保策の提案(図 1 の(2))　除熱機能喪失を確実に防止するためには，Na 冷却高速炉の安全特性を活かしつつ，深層防護における第 4 層に厚みを持たせることが肝要である。上述の強制循環機能を喪失した場合には冷却材 Na の特性を活かした自然循環による崩壊熱除去が可能である。また，低圧系の Na 冷却高速炉には 1 次冷却材漏えい時に減圧沸騰による冷却材の喪失が無く，RV 液位が低下した場合には液位確保策の追加により必要な RV 液位を確保できる。これを踏まえると，「①強制循環機能喪失時における自然循環」及び「②1 次冷却材漏えいによる除熱経路喪失の恐れのある RV 液位低下時における RV への冷却材補給，破損孔と RV の隔離等の RV 液位確保」が主冷却系を介した除熱機能の確保策として考えられる。さらに，上記①の失敗時には RV 液位が EsL 以上であり，2 箇所での 1 次冷却材漏えいに上記②の失敗を重畳した場合でも RV 液位は EsL 未満へ低下するが，炉心は露出しない。また，炉心損傷に至るまでに時間がある。以上を踏まえると，「③原子炉を冷やす崩壊熱除去の代替手段」を①及び②とは独立な策として整備することが効果的である。

４．安全確保策の有効性評価(図 1 の(3))　後続の発表で詳述する。

５．安全確保策の信頼性評価　提案した安全確保策の信頼性を確認するため，上記①～③を対象に図 1 の(4)を実施し，安全確保策の導入による除熱機能喪失の頻度低減効果を把握した。

６．結言　独立で多段の安全確保策と決定論的な有効性評価及び確率論的な信頼性評価を合せたアプローチにより除熱機能喪失を確実に防止する見通しを得た。

参考文献 [1] 栗坂ほか，日本原子力学会「2013 年秋の大会」，H03.

* Kenichi KURISAKA[1], Hiroyuki NISHINO[1] and Masutake SOTSU[1]　[1]JAEA

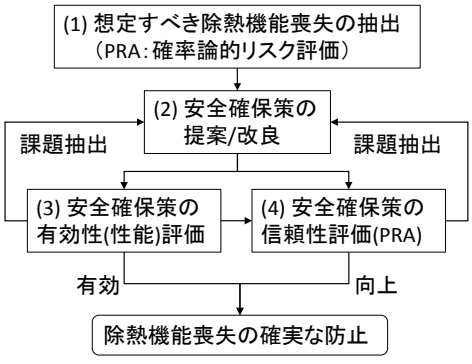


図１ アプローチの概念

高速炉の除熱機能喪失防止に関する検討
(2) 自然循環冷却の有効性

Study on Prevention of Loss of Heat Removal Function for Fast Reactor
(2) Effectiveness of Natural Circulation Cooling

*山田文昭[1]，森　健郎[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の設計基準事故を超える除熱機能喪失の一つである主冷却系の強制循環機能喪失時に想定される多様な冷却材循環流路形態について，プラント動特性解析から自然循環による炉心冷却が有効である見通しを得た。

キーワード：高速炉，除熱機能喪失，崩壊熱除去，自然循環，プラント動特性解析

1．緒言　高速炉の設計基準事故を超える除熱機能喪失の事故シーケンスとして，原子炉停止後の崩壊熱除去において主冷却系強制循環機能喪失に至る，「崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)」及び「全交流動力電源喪失(SBO)」が挙げられる[1]。設計基準事故時，原子炉停止後，蒸気発生器側から空気冷却器(AC)に主冷却系ナトリウム(Na)の流路を切替え，ポンプポニーモータ運転により Na を強制循環させることで，崩壊熱は炉心から最終除熱源である AC に熱輸送され，AC から大気へ放散される。AC は送風機を起動しベーン・ダンパの開度を制御しながら，強制通風で除熱する。仮に PLOHS や SBO に至った場合でも，AC の Na 流路及び空気流路を確保する(自然循環移行)ことにより自然循環による崩壊熱除去が行えるが，事故シーケンスに応じて Na 流路の形態が異なり炉心冷却性に影響する可能性がある。そこで本研究では，PLOHS 及び SBO の事故シーケンスについて，Na 流路の形態を整理し，各々の条件でプラント動特性解析により Na 自然循環による炉心冷却の有効性を検討した。

2．自然循環冷却　PLOHS 及び SBO の主な事故シーケンスは，図 1 に描いた主循環ポンプポニーモータ及び AC 送風機の機能喪失，AC 出口止め弁「開失敗」による Na 流路の確保失敗，及び Na 漏えいによる Na 流路の喪失の組合せであり，Na 流路の形態は事故シーケンスに応じて異なる。これに対し自然循環冷却に向けた対策として，SBO 信号或いは中央制御室から遠隔操作，これに失敗した場合には現場手動操作により，AC 出口止め弁或いはバイパス弁を開くことで Na 流路を確保し，AC 出口 Na 温度制御系を作動させ，AC ベーン・ダンパにより空気流路の開度を制御することが必要である。以上より，自然循環冷却の主なプラント状態は，冷却ループ数，自然循環移行方法，Na 流路，及び空気流路に整理できる(表 1)。

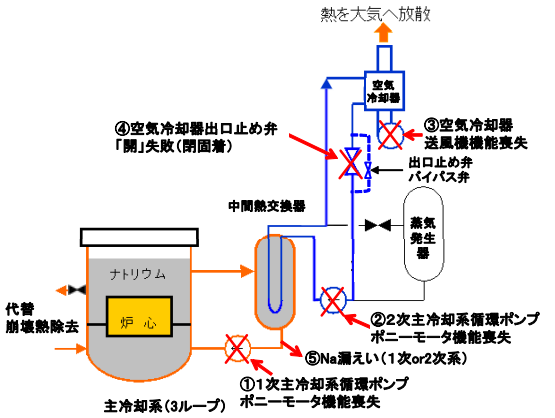


図 1.崩壊熱除去系と主な機能喪失

表 1.強制循環除熱機能喪失時の AC 冷却材循環流路形態

主冷却系強制循環除熱機能喪失の主な事故シーケンス		空気冷却器の冷却材循環流路形態			
		冷却ループ数	自然循環移行方法	Na流路	空気流路
PLOHS	①～③失敗のいずれか(3ループ)	3	中央制御室運転員遠隔操作(or現場手動操作)	出口止め弁「閉→開」	空気冷却器出口Na温度制御系(蓄電池から給電)を作動させることにより，ベーン・ダンパ開度制御し流路確保
	④空気冷却器出口止め弁「開」失敗(3ループ)	3		バイパス弁「中開→開」	
	⑤運転中Na漏えい(1ループ)&①～③失敗のいずれか(2ループ)	2		出口止め弁「閉→開」	
	⑤運転中Na漏えい(1ループ)&⑤停止後Na漏えい(1ループ)&①～③失敗のいずれか(1ループ)	1		出口止め弁「閉→開」	
SBO (①～③同時停止(3ループ))		3	自動(or中央制御室or現場)	出口止め弁「閉→開」	

3．有効性　原子炉及び主冷却系は強制循環が停止しても Na 及び構造物の熱容量が大きく炉心及び原子炉冷却材バウンダリの Na 温度の上昇は緩慢であり，仮に運転員の現場での手動操作により自然循環へ移行した場合でも過度に温度上昇することはない。また AC 出口止め弁「開」に失敗してもバイパス弁「全開」による Na 流路確保による自然循環が成立し，炉心の著しい損傷に至らない。

4．結言　自然循環冷却は PLOHS 及び SBO の冷却材循環流路形態において有効である見通しを得た。

参考文献[1]山田，新規制に対応した高速炉のSA対策-(3)炉心・使用済燃料体損傷防止対策の有効性評価-，2014春原学会，N60.

*Fumiaki YAMADA[1] and Takero MORI[1]　[1]JAEA.

高速炉の除熱機能喪失防止に関する検討
(3) 原子炉容器液位確保対策の有効性

Study on Prevention of Loss of Heat Removal Function for Fast Reactor

(3) Effectiveness of Countermeasures for Making-up Reactor Sodium Level

*松井一晃[1]，吉村一夫[1]，相澤康介[1]，市川健太[1]，山田文昭[1]

[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の設計基準事故を超える除熱機能喪失の一つとして，2 箇所の 1 次冷却材漏えいに起因した原子炉容器(RV)液位低下による主冷却系循環流路の途絶に対し，RV 液位計算を実施し，RV への冷却材補給及び破損孔と RV の隔離を目的とした液位確保対策が有効である見通しを得た。

キーワード：高速炉，除熱機能喪失，1 次冷却材漏えい，原子炉容器液位

1．緒言　ナトリウム(Na)冷却高速炉は，Na の沸点より十分に低い温度域で運転される低圧システムであることから，1 次冷却材漏えいが発生した場合でも冷却材が減圧沸騰に至ることはないため，1 次主冷却系の循環流路形成に必要な液位(EsL)以上に RV 液位を確保することが，除熱機能喪失防止の要件の一つとなる。そのため，図 1 に示すような 1 次主冷却系配管の高所引廻し，低所に配置される配管及び機器へのガードベッセル(GV)の設置等がなされており，設計基準事故として想定する 1 箇所の 1 次冷却材漏えいに対し，EsL 以上の RV 液位が確保される設計となっている。本研究では，設計基準事故を超える 2 箇所の 1 次冷却材漏えいを想定して RV 液位計算を実施し，EsL 以上の RV 液位を確保するための液位確保対策の有効性を検討した。

2．液位確保対策　2 箇所目の 1 次冷却材漏えい部位が GV 外での高所配管の場合は，破損孔から雰囲気の窒素ガスが系内に流入することで漏えいは停止し，漏えいのない健全な主冷却系ループの循環流路は確保される。一方，2 箇所目の 1 次冷却材漏えい部位が GV 内の低所配管の場合は，RV 液位が EsL を下回り主冷却系全ループの循環流路の途絶に至る可能性がある。これに対する RV 液位確保対策として，Na 汲上げによる RV への冷却材補給，漏えいループのサイフォンブレーク(SB)による破損孔と RV の隔離（RV 内冷却材の汲出し防止）が挙げられる。図 1 に示す通り，Na 汲上げは，Na タンクを供給源として独立した区画に位置的分散された複数の電磁ポンプによって行う。また，SB はベント弁の開操作により行う。

3．有効性　2 箇所の 1 次冷却材漏えいを想定し，液位確保対策の有効性を検討した。GV 容積，配管の高低関係及び液位確保対策に生じる制限等の観点で選定した漏えい箇所の代表的な組合せ例を表 1 に示す。ケース A は，2 箇所目漏えい後の Na 汲上げにより液位低下を緩和することで，漏えいループ SB 操作に必要な余裕時間を確保することができる。ケース B は，1 箇所目漏えい後に漏えいループ SB が行われ，2 箇所目漏えい後は Na 汲上げが有効な対策であり，液位確保に必要な汲上げ速度及び容量を有する。以上の検討により，想定しうる 2 箇所の 1 次冷却材漏えいの組合せに対し，2 つの液位確保対策により的確な措置が可能となり，EsL 以上の RV 液位を確保できる見通しを得た。

4．結言　設計基準を超える 2 箇所の 1 次冷却材漏えいを想定した場合でも，主冷却系循環流路を確保するための RV 液位確保対策が有効である見通しを得た。

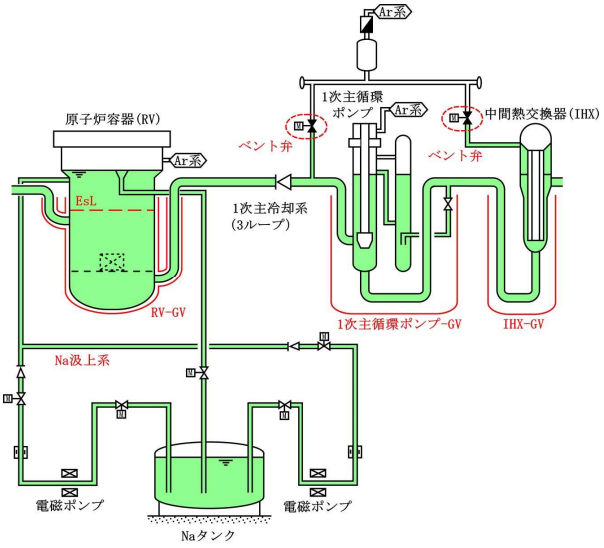


図 1. 1 次主冷却系と原子炉容器液位確保対策

表 1. 漏えい箇所の代表的な組合せ例と液位確保対策

ｹｰｽ	1 箇所目破損（出力運転中）	2 箇所目破損（原子炉停止後）	2 箇所目破損後の液位確保対策
A	RV 入口配管低部	1 次主循環ﾎﾟﾝﾌﾟ入口配管低部	漏えいﾙｰﾌﾟ SB と Na 汲上げの組合せ
B	1 次主循環ﾎﾟﾝﾌﾟ入口配管低部	RV 入口配管低部	Na 汲上げ

*Kazuaki MATSUI[1], Kazuo YOSHIMURA[1], Kosuke AIZAWA[1],Kenta ICHIKAWA[1] and Fumiaki YAMADA[1]　[1]JAEA

高速炉の除熱機能喪失防止に関する検討
(4) 代替崩壊熱除去の有効性

Study on Prevention of Loss of Heat Removal Function for Fast Reactor
(4) Effectiveness of Alternative Decay Heat Removal System

*吉村一夫[1]，相澤康介[1]，市川健太[1]，森健郎[1]，山田文昭[1]
[1]原子力機構

ナトリウム冷却高速炉の設計基準事故を超える除熱機能喪失を確実に防止するため，主冷却系自然循環又は原子炉容器液位確保策に失敗した場合にも炉心冷却に対応できる独立の対策として，代替崩壊熱除去手段について検討し，プラント動特性解析により炉心冷却性の観点から有効である見通しを得た。

キーワード：高速炉，除熱機能喪失，代替崩壊熱除去，プラント動特性解析

1．緒言　ナトリウム(Na)冷却高速炉の設計基準事故を超える除熱機能喪失を確実に防止するためには，独立で多段の対策を整備することが有効である。このため，本研究では主冷却系自然循環及び原子炉容器(RV)液位確保策の両者から独立な対策として，高速炉の特徴を踏まえた代替崩壊熱除去手段について検討し，プラント動特性解析により炉心冷却性の観点から代替崩壊熱除去の有効性を検討した。

2．代替崩壊熱除去　高速炉では，主冷却系自然循環に失敗した場合でも系統 Na 及びプラント構造物の熱容量が大きく，除熱機能喪失から炉心損傷までに時間があることから，除熱機能喪失を確実に防止するための更なる対策を炉心損傷前に講ずることができる。また，RV 液位確保策に失敗しても，RV 出口配管上面付近でカバーガスが主冷却系配管に流入して液位低下は止まり，RV 内で炉心を Na から露出させることなく Na 液位は静定する(図 2)。以上を考慮すると，代替崩壊熱除去系は主冷却系から独立した設備で構成されるとともに RV 出口配管上面より下側で炉心の出入口へ接続する除熱経路を有することが必要である。また，原子炉トリップから比較的短時間後の自然循環失敗に対応可能な除熱量を有することが必要である。

3．有効性　代替崩壊熱除去系に必要な炉心冷却能力についてプラント動特性解析を実施した。原子炉トリップから比較的短時間後に自然循環失敗し代替崩壊熱除去系を使用する場合でも，原子炉と主冷却系の熱容量により過度な昇温はないため起動可能であり，定格出力の約 1%の除熱量を有することと相俟って炉心冷却可能である(図 1)。2 箇所目 1 次冷却材漏えい時に液位確保策に失敗した場合は，原子炉上部の熱容量が小さいが過度の昇温はなく，想定すべき崩壊熱が図 1 の除熱量より低いため，代替崩壊熱除去系の起動により十分に炉心冷却可能である。

4．結言　除熱機能喪失を防止するために，主冷却系とは独立して炉心を冷却する代替崩壊熱除去機能について，炉心冷却性の観点から有効である見通しを得た。

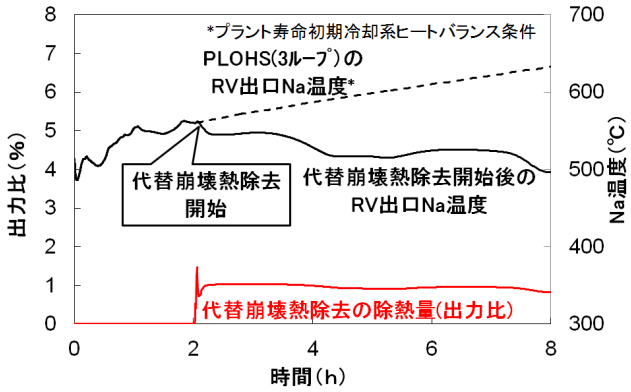


図 1.自然循環失敗時の代替崩壊熱除去系による炉心冷却解析例

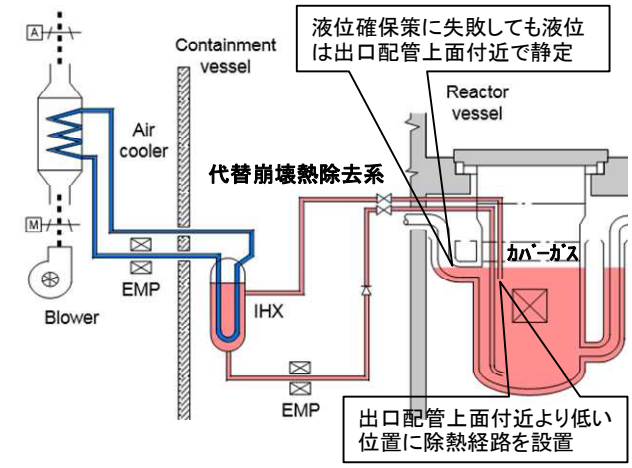


図 2.液位確保策失敗時の RV 液位と代替崩壊熱除去系の除熱経路

*Kazuo YOSHIMURA[1], Kosuke AIZAWA[1], Kenta ICHIKAWA[1], Takero MORI[1] and Fumiaki YAMADA[1]
[1]JAEA.

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

[1F16-20] Safety evaluations for a fast reactor 4

Chair: Koji Morita (Kyushu Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 4:40 PM - 6:00 PM Room F (Lecture Rooms B B201)

[1F16] Analyses of in-pile experiments by an analysis code on initiating phase of core disruptive accident in sodium cooled fast reactors

＊Yoshitaka FUKANO[1], Yuya IMAIZUMI[1], Naonori YOSHIOKA[2], Hisashi AKAHORI[2] （1.JAEA, 2.NESI Inc.）

4:40 PM - 4:55 PM

[1F17] Analyses of in-pile experiments by an analysis code on initiating phase of core disruptive accident in sodium cooled fast reactors

＊Hisashi Akahori[1], Yoshitaka FUKANO[2] （1.NESI Inc., 2.JAEA）

4:55 PM - 5:10 PM

[1F18] Analyses of in-pile experiments by an analysis code on initiating phase of core disruptive accident in sodium cooled fast reactors

＊Naonori Yoshioka[1], Yoshitaka Fukano[2] （1.NESI, 2.JAEA）

5:10 PM - 5:25 PM

[1F19] Analyses of in-pile experiments by an analysis code on initiating phase of core disruptive accident in sodium cooled fast reactors

＊Yuya Imaizumi[1], Yoshitaka Fukano[1] （1.JAEA）

5:25 PM - 5:40 PM

[1F20] Development of Integrated Core Disruptive Accident Analysis Code, ASTERIA-FBR

＊Hiroki Watanabe[1], Tomoko Ishizu[1] （1.Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority）

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

高速炉の炉心損傷事故起因過程解析コードによる炉内試験解析 (1)SAS4A コード及び CABRI 炉内試験の概要

Analyses of in-pile experiments by an analysis code on initiating phase of core disruptive accident in sodium cooled fast reactors
(1)Summary of SAS4A code and CABRI in-pile experiments

*深野 義隆[1]，今泉 悠也[1]，吉岡 尚憲[2]，赤堀 央[2]
[1]原子力機構，[2](株)NESI

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷起因過程解析コード SAS4A を用いて、国際共同 CABRI 炉内試験の解析を実施した。本研究では、いずれも中程度の燃焼度でスミア密度の低い燃料を用い、出力パルスの印加タイミングの異なる３試験を対象に試験解析を行った。本発表では、SAS4A コードのモデル概要、及び解析の対象とした CABRI 炉内試験の概要について説明し、後続の発表で各試験の解析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，シビアアクシデント，SAS4A コード，CABRI 炉内試験

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の代表的な重大事故である炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）事象の初期過程を解析するコード SAS4A[1]について、ULOF 事象を模擬した国際共同 CABRI 炉内試験の解析を行った。CABRI 炉内試験は、ULOF の事象進展を左右する重要な現象の検証に有効な貴重な炉内試験である。本研究では、反応度効果の観点から重要な冷却材沸騰挙動、及びその後の溶融・固化等による燃料の移動、再配置挙動等に着目し、同一仕様の燃料を用い、出力パルスの印加タイミングの異なる３試験を対象に試験解析を行った。本発表では、SAS4A コードのモデル概要、及び解析の対象とした CABRI 炉内試験の概要について説明する。

2. SAS4A コードの概要

SAS4A コードは、米国アルゴンヌ国立研究所で開発され、その後、日仏独米で開発を進めて来た。図１に示すように、核・熱・流動モデルを有機的に結合し、下記のような挙動を扱うことが可能である。

- 一次冷却系過渡挙動
- 中性子動特性と核的フィードバック
- 燃料ピン熱過渡特性
- 燃料変形
- 冷却材沸騰
- 被覆管溶融移動
- 燃料崩壊及び溶融移動
- 溶融燃料–冷却材熱的相互作用

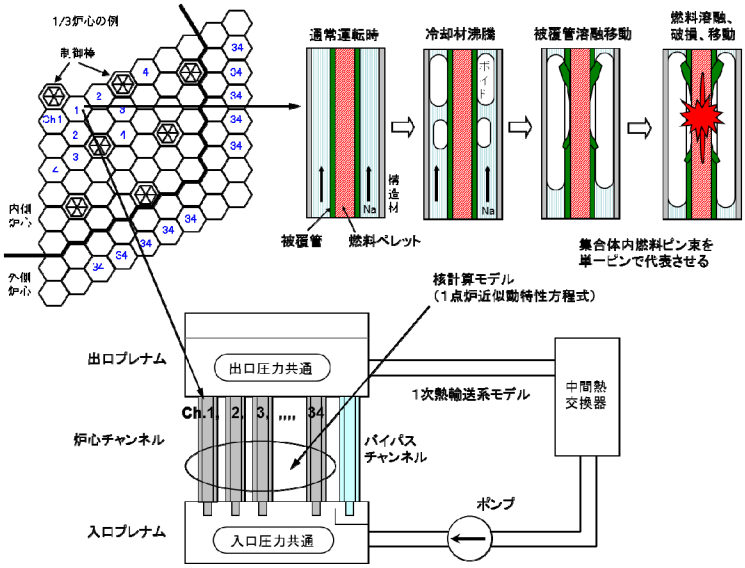


図1 炉心損傷起因過程解析コード(SAS4A)の概念図

3. 解析対象とした CABRI 炉内試験

日仏独共同 CABRI 炉内試験計画[2]のうち、本研究では中程度の燃焼度（6.4at%）で低スミア密度燃料を用いた LTX、LT4、EFM1 試験の３試験を対象とした解析を行った。図２に示すように、LTX 及び LT4 試験では、流量減少により沸騰直前に出力パルスを印加した試験である。また、EFM1 試験では、同じく流量減少により被覆管が溶融した後に出力パルスを印加した試験である。これらの試験における燃料ピン破損後の燃料の分散挙動は CABRI 炉の特徴の一つである中性子ホドスコープ[3]によって詳細な観測が行われている。各試験の詳細と SAS4A コードによる解析結果については後続の発表で報告する。

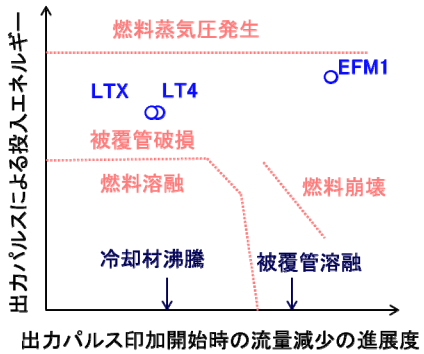


図2 解析対象とした3試験の試験条件

参考文献

[1] T. H. Fanning et al., NURETH-16, pp8293-8304 (2015), [2] Y. Fukano et al., J.Nucl.Sci.Technol., Vol. 47, No. 4, pp396-410 (2010), [3] T. Baumung and A. H. Lumpkin, Proc. Int. Conf. Sci. and Tech. of Fast Reactor Safety (1986)

*Yoshitaka Fukano[1], Yuya Imaizumi[1], Naonori Yoshioka[2], Hisashi Akahori[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NESI Inc.

高速炉の炉心損傷事故起因過程解析コードによる炉内試験解析 (2)LTX 試験の解析

Analyses of in-pile experiments by an analysis code on initiating phase of core disruptive accident in sodium cooled fast reactors
(2)Analysis of LTX test

*赤堀央[1]，深野義隆[2]
[1](株)NESI，[2]原子力機構

本研究では、炉心損傷起因過程解析コード SAS4A を用いて、国際共同 CABRI 炉内試験の内、流量減少による冷却材沸騰の直前に出力パルスを印加した LTX 試験の解析を行った。その結果、過渡時の冷却材温度変化及び被覆管破損後の燃料の溶融移動等について、解析結果が試験結果とほぼ一致することを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，SAS4A コード，CABRI 炉内試験

1. 緒言

本研究では国際共同 CABRI 炉内試験の内、冷却材が沸騰する直前に出力パルスを印加した LTX 試験[1]を対象に解析を実施した。LTX 試験では、出力パルスの印加後、比較的早期（最大出力到達前）に被覆管が破損した。これにより、被覆管の破損孔からの急速なガス放出が起き、冷却材流路がボイド化した。その後、燃料が溶融し、冷却材流路内の燃料移動が観測された。

2. 解析結果

図１に、出力パルス印加後の冷却材ボイド領域の拡大及び、冷却材が飽和温度付近（950℃）に達した時間を示す。解析結果と試験結果を比較した結果、ボイドの拡大及び冷却材が飽和温度付近に到達した時間はほぼ一致している。なお、解析結果の一部が試験結果よりも若干先行する傾向が見られるが、冷却材の早期の沸騰とこれに伴う正のボイド反応度の投入は一般に出力の上昇を引き起こすため、SAS4A コードは炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）事象の評価において、保守側の解析結果を与えると言える。また、LTX 試験ではピン湾曲により周方向の冷却材温度分布の一部にばらつきが見られる。図２には、中性子ホドスコープにより観測された燃料分布と SAS4A コードによる解析結果を比較したものを示す。図２の上図は被覆管の破損から約 0.1 秒後、下図は出力パルス印加終了後の状態を示している。試験結果では、被覆管が破損した後に溶融燃料の放出が起き（上図）、この後に燃料が上下方向へ分散していったが（下図）、解析結果においてもこの挙動がほぼ再現された。

3. 結言

SAS4A コードを用いて LTX 試験の解析を行い、ボイド領域の拡大及び被覆管破損後の燃料移動挙動等について比較した結果、試験結果と解析結果がほぼ一致することを確認した。

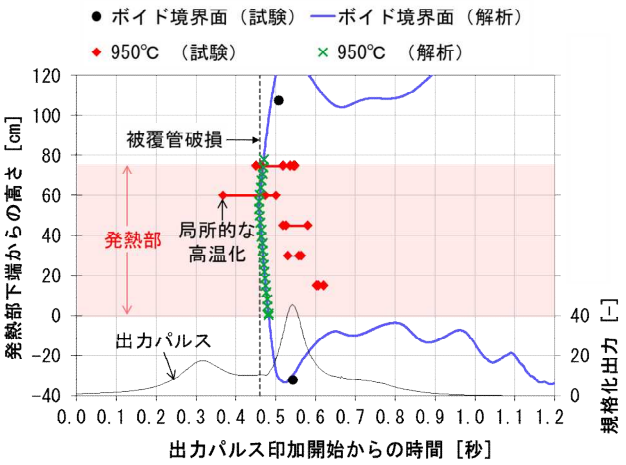


図１　冷却材温度及びボイド領域の比較

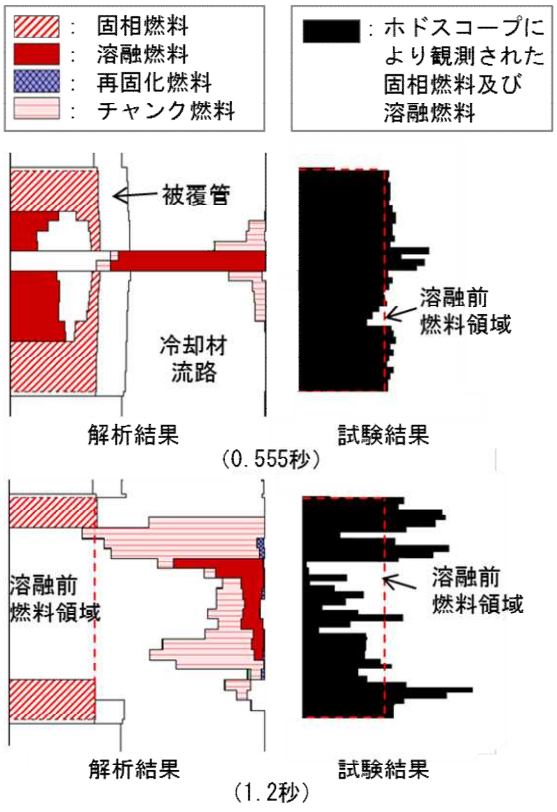


図２　燃料分布の比較

参考文献

[1] Y. FUKANO et al., J.Nucl.Sci.Technol., Vol. 47, No. 4, pp396-410 (2010)

*Hisashi Akahori[1], Yoshitaka Fukano[2]
[1]NESI Inc., [2]Japan Atomic Energy Agency

高速炉の炉心損傷事故起因過程解析コードによる炉内試験解析 (3)LT4 試験の解析

Analyses of in-pile experiments by an analysis code on initiating phase of core disruptive accident in sodium cooled fast reactors
(3)Analysis of LT4 test

*吉岡 尚憲[1], 深野 義隆[2]
[1](株)NESI, [2]原子力機構

本研究では、炉心損傷起因過程解析コード SAS4A を用いて、国際共同 CABRI 炉内試験の内、流量減少による冷却材沸騰の直前に出力パルスを印加した LT4 試験の解析を行った。その結果、過渡時の冷却材温度変化及び被覆管破損後の燃料の溶融移動等について、解析結果と試験結果の良好な一致を確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント、SAS4A コード、CABRI 炉内試験

1. 緒言

本研究では国際共同 CABRI 炉試験の内、LT4 試験[1]を対象に解析を実施した。LT4 試験は LTX 試験とほぼ同様の試験条件であるが、出力パルスの印加開始時間及び試験に使用した燃料ピンの湾曲の程度が若干異なり、その結果、異なった被覆管破損時の状況を呈した。被覆管の破損が観測されたタイミングは、LTX 試験では最大出力到達前であるのに対し、LT4 試験では到達後である。そのため、被覆管破損時、LTX 試験では燃料は溶融しておらず、破損孔から放出されたガスにより冷却材流路がボイド化したのに対し、LT4 試験では燃料が既に溶融しており、放出された溶融燃料と冷却材との熱的相互作用により冷却材流路がボイド化した。その後、両試験共に燃料の溶融が進展し、冷却材流路中の燃料移動が観測された。

2. 解析結果

図１に出力パルス印加後に発生した冷却材流路中のボイド領域の拡大について、試験結果と解析結果の比較を示す。図に示す通り、ボイド領域の拡大は概ね一致している。また、冷却材温度が飽和温度付近の 950℃に到達する時間についても概ね一致している。図２に燃料分布について、解析結果と試験結果（中性子ホドスコープの観測結果より作成された燃料分布）の比較を示す。図２の上図は被覆管破損から 0.04 秒後、下図は出力パルス印加終了時の状態の比較を示している。試験結果では、被覆管破損前に燃料中心空孔部を経由して上端部に移動したと推定された溶融燃料や、下部プレナム圧により押上げられたためと解釈された燃料移動が見られるものの、被覆管破損直後における燃料の上下方向への分散、及びその後の下方向への移動挙動については解析結果と試験結果の概ね一致した。

3. 結言

SAS4A コードを用いて LT4 試験の試験解析を行い、出力パルス印加後に発生したボイド領域の拡大及び被覆管破損後の燃料移動挙動等について比較した結果、解析結果と試験結果との良好な一致を確認することが出来た。

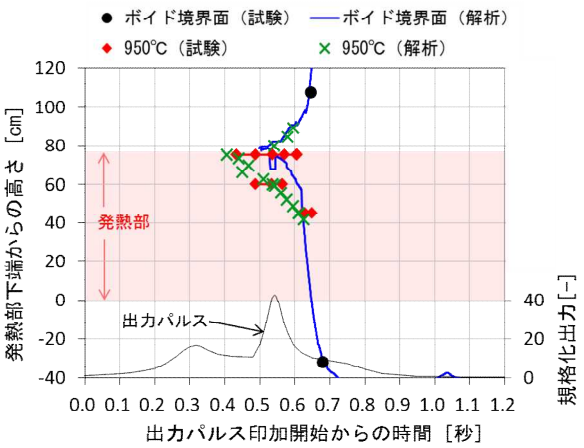


図１　冷却材温度及びボイド領域の比較

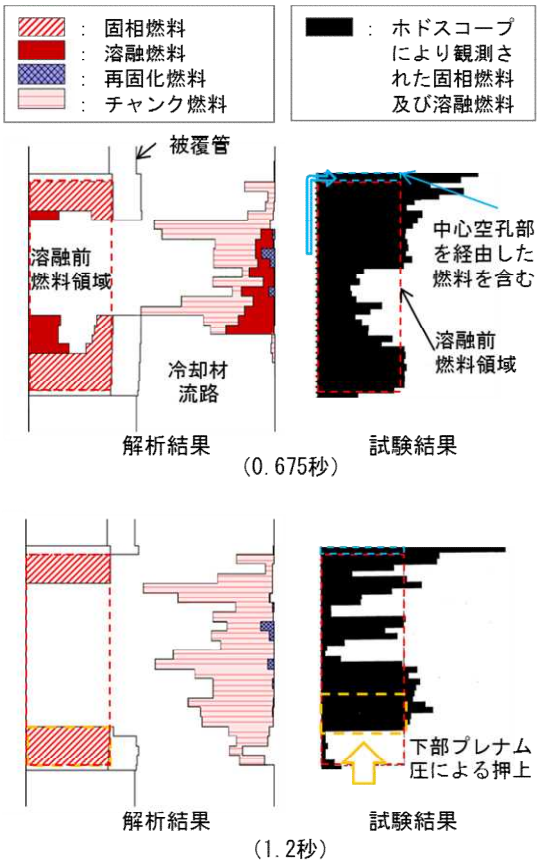


図２　燃料分布の比較

参考文献

[1] Y. FUKANO et al., J.Nucl.Sci.Technol. , Vol. 47, No. 4, pp396-410 (2010)

*Naonori Yoshioka[1], Yoshitaka Fukano[2]
[1]NESI Inc., [2]Japan Atomic Energy Agency

高速炉の炉心損傷事故起因過程解析コードによる炉内試験解析 (4) EFM1 試験の解析

Analyses of in-pile experiments by an analysis code on initiating phase of core disruptive accident in sodium cooled fast reactors
(4)Analysis of EFM1 test

*今泉 悠也[1]，深野 義隆[1]
[1]原子力機構

本研究では、炉心損傷起因過程解析コード SAS4A を用いて、国際共同 CABRI 炉内試験の内、流量減少による冷却材沸騰及び被覆管溶融の後に出力パルスを印加した EFM1 試験の解析を行った。その結果、冷却材沸騰や燃料の溶融移動等について、解析結果が試験結果と良好に一致することを確認した。

キーワード：ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，SAS4A コード，CABRI 炉内試験

1. 緒言

国際共同 CABRI 炉内試験の内、EFM1 試験[1]では、流量減少の後に出力パルスを印加した。これは実機における先行沸騰集合体の沸騰ボイドによる正のボイド反応度や燃料移動による正の反応度投入による出力上昇を模擬したものであり、本研究ではこの試験を対象に解析を行った。本 EFM1 試験では燃料溶融後も核加熱が継続しているため、溶融燃料の大規模な移動と再固化が観察されており、解析においてはそれらの挙動の再現性も焦点の一つとなる。

2. 解析結果

被覆管溶融に引き続いて起こったと見られる FP ガス放出が、試験において同 26.4 秒後に起こっていた一方、解析での被覆管溶融は流量減少開始後 26.8 秒後であり、解析結果と試験結果は整合している。図 1 には、流量減少段階におけるボイド領域の拡大及び飽和温度付近である 950℃に達したタイミングについての比較を示す。試験結果と解析結果には良好な一致が見られる。燃料崩壊のタイミングは、中性子ホドスコープによる観測結果より、試験では出力パルス印加開始後約 0.38 秒後であった一方、解析では 0.37 秒後となり、良好な一致が得られた。図 2 には、その後に引きつづいて起こった燃料の移動・分散・再固化挙動について、解析結果と試験結果の比較を示す。燃料崩壊により冷却材流路中へ放出された燃料は上下に分散を開始し（上図）、その後に溶融燃料は主に下方へと移動した（下図）。それらの挙動についての解析結果と試験結果には非常に良好な一致が見られる。

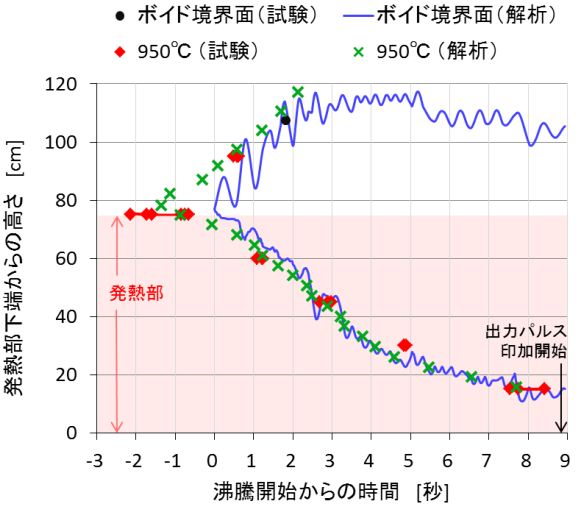


図 1　冷却材温度及びボイド領域の比較

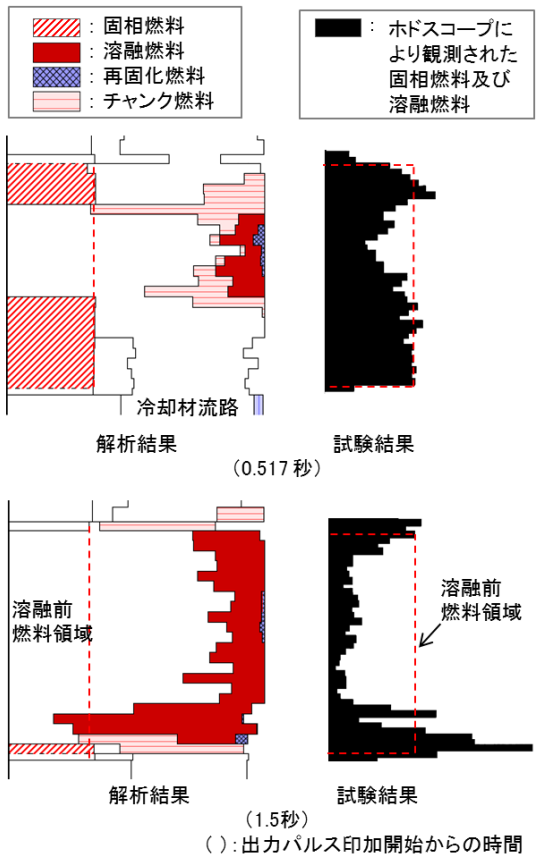


図 2　燃料分布の比較

3. 結言

EFM1 試験を対象に SAS4A コードによる解析を行い、前報の LTX, LT4 試験を含め、中程度の燃焼度を持った低スミア密度燃料を用いた 3 試験について、試験結果と解析結果との良好な一致を確認することが出来た。

参考文献

[1] Y. ONODA and I. SATO, サイクル機構技報, Vol.7, p71 (2000)

*Yuya Imaizumi[1], Yoshitaka Fukano[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBR の開発
（9）CABRI-BI3 試験の解析

Development of Integrated Core Disruptive Accident Analysis Code, ASTERIA-FBR

(9) Analysis of CABRI-BI3 Experiment

*渡辺　大貴[1]，石津　朋子[1]

[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBR による CABRI-BI3 試験を対象とした解析を実施し、試験結果との比較に基づき、反応度変化に関する主要なモデルの妥当性を確認した。

キーワード：高速増殖炉、ULOF 事象、ASTERIA-FBR、CABRI-BI3 試験

1. はじめに

高速炉の新規制基準において、重大事故に至る代表事象である流量低下型スクラム失敗(以下「ULOF」という)事象への対策が要件化された。ULOF 事象の評価では、高速炉が最大反応度体系でないこと及びボイド反応度が正であるという特徴を踏まえて、炉心の反応度変化に大きな影響を与える冷却材沸騰、燃料と冷却材の熱的相互作用(以下「FCI」という)、燃料の破損挙動とそれに伴う燃料の分散挙動を精度良く解析することが重要である。本研究では、高速炉炉心損傷挙動解析コード ASTERIA-FBR[1] (以下「ASTERIA」という)の冷却材沸騰挙動モデル、燃料破損モデル及び燃料分散挙動モデルの妥当性確認のため、CABRI-BI3 試験[2] (以下「BI3 試験」という)の解析を実施した。

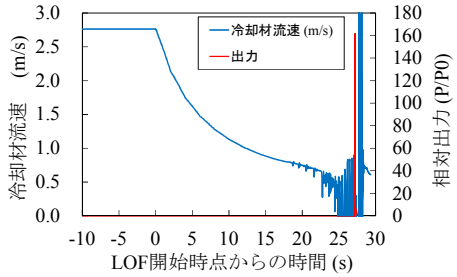


図 1　出力履歴及び流量減少曲線

2. 解析条件

BI3 試験は、ナトリウムループ内の燃料ピン(1at.%)1 本とそれを囲む流路を有する体系の下で流量減少と過出力投入の外乱により燃料ピンを破損させることで、冷却材の沸騰挙動、沸騰チャンネルにおける燃料破損挙動及び燃料分散挙動を測定した試験である。本解析では、試験体を鉛直方向 1 次元体系で模擬し、冷却材出入口のセルを圧力境界条件として設定した。BI3 試験を再現するように、図 1 に示す冷却材流量の減少(以下「LOF」という)履歴及び過出力パルス(LOF 開始後 27.1 秒)の投入を設定した。ここで、冷却材流速の振動は、冷却材の沸騰及び燃料破損に伴う FCI 圧力の発生によるものである。

表1　BI3試験の事象進展

	試験結果[2]	ASTERIA-FBR
沸騰開始 (sec)	22.0	20.3～22.4
燃料溶融開始 (sec)	—	26.1
過出力投入開始 (sec)	27.1	
燃料破損 (sec)	～27.2	27.2
破損開始位置 (m)	0.6～0.74	0.53～0.66

3. 結果

表 1 に、BI3 試験の事象推移、ASTERIA の解析結果を示す。ここで、表中の時刻は LOF 開始時点からの時間を示す。冷却材の沸騰開始時刻及び沸騰の拡大進展が試験と良く一致していることから、冷却材沸騰挙動モデルの妥当性を確認した。また、燃料の破損時刻及び破損開始位置も試験結果と良く一致していることから、燃料破損挙動モデルの妥当性を確認した。図 2 に、燃料分散挙動の試験結果と ASTERIA の解析結果の比較を示す。ASTERIA の解析結果は燃料ピンの破損開始から 50ms 時点の分布、試験結果は 30～70ms の時間平均の分布を示す。ASTERIA による燃料再配置分布は試験結果と概ね一致しており、燃料分散挙動モデルの妥当性を確認した。ただし、下部の燃料破損に伴う分散については過大評価しており、ナトリウム入口境界条件等について検討の余地があることが示唆された。

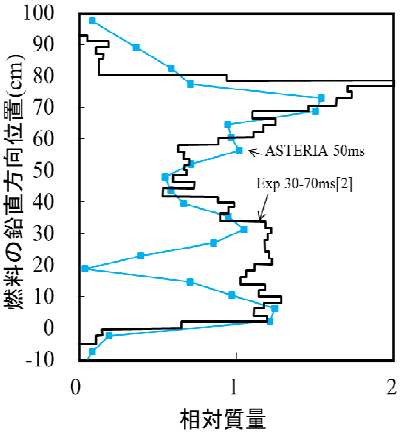


図 2　軸方向燃料再配置分布の比較

4. まとめ

BI3 試験の条件で ASTERIA による解析を実施し、冷却材沸騰モデル、燃料破損モデル及び燃料分散挙動モデルの妥当性を確認した。今後は、他の CABRI 試験を対象に広範な過渡条件における妥当性確認を行い、解析精度の向上を検討する。

謝辞 MHIR 北村修氏、溝内秀男氏、杉山佐保氏、鈴木広一氏、IRI 白川典幸氏、斎藤裕明氏、JS 山本雄一氏、S&E 井上英明氏の本研究での解析作業協力に対し謝意を表します。

参考文献

[1] 2014 年春の年会 N01～07

[2] Nissen,-K.L. et. al.,” Interpretation of selected CABRI loss-of-flow experiments”, BNES, 1986

*Hiroki Watanabe[1], Tomoko Ishizu[1]

[1]Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

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

[1G01-05] Vitrification 1

Chair: Kuniyoshi Hoshino (HGNE)

Sat. Mar 26, 2016 10:40 AM - 12:00 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

[1G01] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

＊Yusuke Inaba[1], Hideharu Takahashi[1], Miki Harigai[1], Yaolu Zou [1], Ria Mishima[1], Kenji Takeshita[1], Jun Onoe[2] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.Nagoya University）

10:40 AM - 10:55 AM

[1G02] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

＊Ippei AMAMOTO[1], Hidekazu KOBAYASHI[1], Yasuo AYAME[1], Takamitsu ISHIDERA[1], Kazuo Utsumi[2], Kenji TAKESHITA[2], Jun ONOE[3], Sachiko NAGAYAMA[4], Yoshio HASEGAWA[4] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Tokyo Institute of Technology, 3.Nagoya University, 4.Art Kagaku）

10:55 AM - 11:10 AM

[1G03] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

＊Shinta Watanabe[1], Yuki Sawada[1], Toshikazu Sato[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Tomoko Yoshida[2], Yusuke Inaba[3], Hideharu Takahashi[3], Kenji Takeshita[3], Jun Onoe[1] （1.Nagoya University, 2.Osaka City University, 3.Tokyo Institute of Technology）

11:10 AM - 11:25 AM

[1G04] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

＊Makoto Nishikawa[1], Kota Kawai[1], Yoshio Nakano[1], Kenji Takeshita[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

11:25 AM - 11:40 AM

[1G05] Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

＊Michal Cibula[1], Yusuke Inaba[1], Kenji Takeshita[1], Hirokazu Narita[2] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.National Institute of Advanced Science and Technology）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発
（７）フェロシアン化物の白金族元素及びモリブデン吸着特性

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(7) Absorption Study of Ferrocyanides for Separation of Platinum Group Metals and Molybdenum

*稲葉 優介[1]，高橋 秀治[1]，針貝 美樹[1]，鄒 遥路[1]，三島 理愛[1]，竹下 健二[1]，尾上 順[2]

[1]東京工業大学，[2]名古屋大学

白金族元素（Pd, Ru, Rh）及びモリブデンを HLW から分離することによるガラス固化体の高品質化及び高減容化を目指し、白金族元素、モリブデン一括分離回収を目的としたフェロシアン化物の開発を行った。

キーワード：ガラス固化体，白金族元素，モリブデン，イエローフェーズ，フェロシアン化物

1. 緒言　使用済み核燃料に含まれる白金族元素のガラスメルターへの沈積やモリブデン酸塩によるイエローフェーズの形成は、ガラス固化システムの安定運転を阻害し、ガラス固化体の発生量増大を招いている。本研究では、HLW からの白金族元素と Mo の一括分離技術の開発を目指し、種々のフェロシアン化物を合成し、模擬 HLW 廃液を用いた吸着試験を行った。また、フェロシアン化物に対してガンマ線照射を行い、金属イオン吸着性能に対するガンマ線照射の影響を調べた。

2. 結果と考察　フェロシアン化カリウム水溶液と金属硝酸塩水溶液を混合させることにより、種々のフェロシアン化物を合成した。合成したフェロシアン化物（Co, Fe, Al, Mn）を用いて 26 成分模擬 HLW 廃液（Na, P, K, Fe, Cr, Ni, Co, Cs, Sr, Ba, Zr, Mo, Mn, Ru, Rh, Pd, Ag, Zn, Te, Y, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Gd の 26 成分を含む 1.5 M 硝酸水溶液）からの吸着試験を行った。フェロシアン化アルミニウム（AlHCF）は、他のフェロシアン化物よりも白金族元素、Mo に対する吸着性能が高いことが分かった。また、吸着試験によるフェロシアン化物の性能評価試験を簡略化するために、8 成分模擬 HLW 廃液（Na, Fe , Cs, Mo, Ru, Rh, Pd, Gd の 8 成分を含む 1.5 M 硝酸水溶液、各金属濃度 1 mM、Na のみ 100 mM）からの吸着試験を行った（固液比：20 mg/10 mL、16 時間撹拌）。その結果、26 成分模擬 HLW 廃液を用いた吸着試験結果と同様の吸着挙動が見られた（図１）。次に AlHCF の固体に積算線量 1～10MGy のガンマ線を照射し、照射後の AlHCF を用いて 8 成分模擬 HLW 廃液からの吸着試験を行った。その結果、若干の吸着率の低下が見られたが、10MGy 照射後においても Mo、白金族元素に対する高い吸着率が確認された。

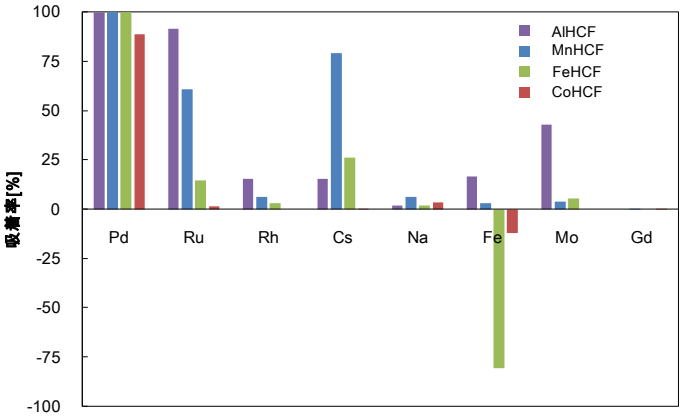


図１．８成分模擬 HLW 廃液を用いたフェロシアン化物の吸着試験結果

謝辞　本研究は、JST 原子力システム研究開発事業（平成 26 年度採択）の助成により行われた。

*Yusuke Inaba[1], Hideharu Takahashi[1], Miki Harigai[1], Yaolu Zou[1], Ria Mishima[1], Kenji Takeshita[1] and Jun Onoe[2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Nagoya University

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発　(8)　第 3 周期元素(Al,Si)を用いたセラミックス担体の合成と収着特性

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object　(8) Synthesis of ceramics support materials using some of the third period elements (Al and Si) and their sorption characteristics

*天本　一平[1]，小林　秀和[1]，菖蒲　康夫[1]，石寺　孝充[1]，内海　和夫[2]，
竹下　健二[2]，　尾上　順[3]，永山　紗智子[4]，長谷川　良雄[4]
[1]原子力機構，[2]東工大，[3]名古屋大，[4](株)アート科学

本研究は，ガラス固化体の高品質化と発生量低減を目指した高レベル放射性廃液中の白金族（PGM）化学種の一括回収プロセスの開発を目的としている。今回，PGM に対して高い収着効果が期待できる材料として第 3 周期元素の酸化物を選定して検討したところ，Al_2O_3 に優れた収着特性があることが判明した。

キーワード：アルミナ質，シリカ質，Mullite 質，白金族化学種，収着特性，吸着等温線

1. 緒言　第 3 周期元素の酸化物には，収着作用を示すものがある。本発表では，Al_2O_3 質，SiO_2 質および Mullite ($Al_6Si_2O_{13}$)質多孔質セラミックスを選定し，PGM に対する収着特性を調べたので報告する。

2. 吸着剤の合成及び試験方法　吸着剤は，界面流動ゾル-ゲル法を用いて，Al および/または Si を含むアルコキシドから多孔質ゲル酸化物を作製した。これを 600-1200 ℃で焼成して多孔質セラミックスとし，収着機構の解明に必要な物性値を取得した上で，PGM 収着試験を行った。試験は，0.1-0.5 mmol/L の PGM を含有する 2 mol/L の硝酸溶液 10 mL に対して，適宜粉砕した吸着剤 250 mg をスクリュー管瓶に入れ，回転式の撹拌装置にて 12-24 h 混合することにより行なった。また，混合前後の硝酸溶液中の PGM 濃度を ICP‐AES で測定することにより収着量を取得した。

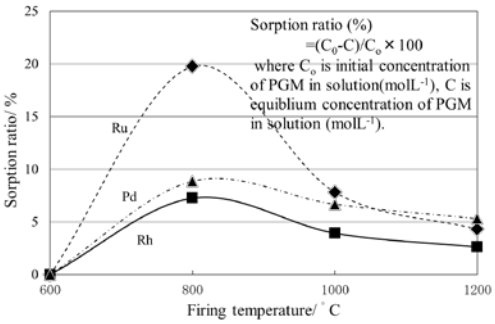


Fig.1 Sorption ratio of Ru on porous Al_2O_3 ceramics.

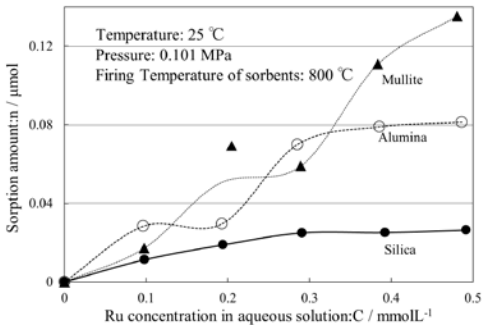


Fig.2 Ru adsorption isotherm using porous Al_2O_3 and SiO_2 ceramics as sorbent.

3. 結果・考察　PGM（Pd, Rh, Ru）の各単体に対する収着試験を行った結果，それぞれに対する収着性能に差はあるものの Al_2O_3 質吸着剤の場合，Fig.1 に示すように，焼成温度 800℃の試料において溶液中の約 20%の Ru 化学種を収着できた。つぎに，収着機構を解明するためにゼータ電位を測定したところ，各吸着剤とも正に帯電しており，例えば Ru については，$[Ru(NO)NO_3]_3$ を母体とする錯陰イオン[1]が吸着剤に引き寄せられた可能性が高と推察される。また,各 PGM に対する吸着等温線を取得した。ここで一例として Ru 化学種の収着特性について Fig.2 から判断すると，Al_2O_3 質とムライト質吸着剤では，IUPEC が分類したメソ孔に多分子層吸着をする IV 型の吸着傾向がみられた。

参考文献　[1] J.M.Fletcher, et al., ibid.,[12]154(1959).

*Ippei Amamoto[1], Hidekazu Kobayashi[1] ,Yasuo Ayame[1], Takamitsu Ishidera[1], Kazuo Utsumi[2], Kenji Takeshita[2], Jun Onoe[3], Sachiko Nagayama[4] and Yoshio Hasegawa[4]
[1]JAEA., [2]Tokyo Tech, [3]Nagoya Univ., [4]Art Kagaku.

※本研究は，文部科学省「平成 27 年度国家課題対応型研究開発推進事業」原子力システム研究開発事業(放射性廃棄物減容・有害度低減技術研究 開発)タイプ A) の公募研究の成果の一部を含む。

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発: (9) XAFS/UV-Vis 分光および第一原理計算による硝酸溶液中での Pd イオンの化学形態とプルシアンブルーナノ粒子の Pd 吸着特性評価

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object:(9) XAFS/UV-Vis spectroscopic and first-principles calculation studies both on the chemical form of Pd ion in nitric acid and on the adsorption of Pd ion to Prussian Blue nanoparticles

*渡邊 真太[1]，澤田 裕貴[1]，佐藤 俊和[1]，中谷 真人[1]，吉野 正人[1]，長崎 正雅[1]，吉田 朋子[2]，稲葉 優介[3]，髙橋 秀治[3]，竹下 健二[3]，尾上 順[1]

[1]名古屋大学，[2]大阪市立大学，[3]東京工業大学

硝酸溶液中の Pd イオンは硝酸イオンが平面 4 配位した錯体構造であること，また，Pd イオンは,主に PB ナノ粒子の骨格の Fe^{3+}と置換して吸着していること，がそれぞれわかった。

キーワード：パラジウムイオン，プルシアンブルー，化学形態，吸着機構

1. 緒言:フェロシアン化物を用いて，白金族元素(PGMs)およびモリブデン(Mo)を高レベル放射性廃液から効率的に回収するためには，硝酸溶液中での PGMs/Mo の化学形態を含めた吸着機構の解明が必要である。本発表では，プルシアンブルー（PB）ナノ粒子への Pd イオンの吸着機構を解明するために，分光実験と第一原理計算を用いて，硝酸溶液中での Pd イオンの化学形態および Pd 吸着 PB(Pd:PB)の構造・電子状態を解析したので報告する。

2. 実験・計算: XAFS(PF-NW10A)/UV-Vis スペクトルと第一原理計算解析から,硝酸水溶液中の Pd イオンの化学状態を解析した。Pd:PB は，PB 500 mg を含む 1.5 M 硝酸水溶液に Pd 硝酸塩(9.3×10^{-3} M)を加え 24 h 振盪することによって得た。これらの Pd 吸着前後の PB ナノ粒子について，吸収スペクトルおよび粉末 XRD 測定を行い，電子・構造特性を解析した。また，吸着前後の硝酸水溶液中の Pd イオンを ICP-AES 分析することにより, PB ナノ粒子への Pd イオンの吸着量を見積もった。

3. 結果: 図 1 に，1-6 M 硝酸水溶液中における Pd 錯体の吸収スペクトルを示す。硝酸濃度が濃くなるにつれて，吸収ピークは僅かに長波長側にシフトしているが, これは硝酸濃度が濃くなることによる溶媒効果であり，化学形態は同一であると考えられる。このことは，XAFS および理論計算の結果と一致しており，硝酸水溶液中において Pd イオンは硝酸イオンが平面 4 配位した構造をとっていることが分かった。また，UV-Vis 吸収・粉末 XRD 測定及び理論計算の結果より，Pd の PB への吸着機構として, 吸着した Pd イオンの多くが PB の骨格をなす Fe イオンと置換していることが示唆された。

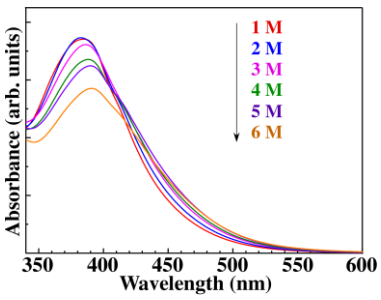


図 1. 1-6 M 硝酸溶液中における Pd 錯体の吸収スペクトル

謝辞: 本研究は,文科省「原子力システム研究開発事業」の助成により行われた。また，CASTEP を用いた理論計算は名古屋大学 VBL「ナノ構造設計システム」を利用して行われた。

---

*Shinta Watanabe[1], Yuki Sawada[1], Toshikazu Sato[1], Masato Nakaya[1], Masahito Yoshino[1], Takanori Nagasaki[1], Tomoko, Yoshida[2], Yusuke Inaba[3], Hideharu Takahashi[3], Kenji Takeshita[3] and Jun Onoe[1]

[1]Nagoya Univ., [2]Osaka City Univ., [3]Tokyo Inst.of Technol.

ガラス固化体の高品質化・発生量低減の為の白金族回収プロセスの開発
(10)模擬高レベル廃棄物成分のホウケイ酸ガラスへの拡散・溶解現象の可視化

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(10) Visualization for solubility and diffusion behavior of simulated high-level liquid waste components into borosilicate glass

*西川　真，川合康太，中野義夫，竹下健二
東京工業大学院

ガラス溶融炉プロセスの制御・操作を行う上で、模擬高レベル廃液（sHLLW）ガラス固化の現象解明は重要な課題の一つである。ガラス固化の現象を把握・理解するためには、①sHLLW の昇温に伴う相変化・相挙動、熱分解反応/ガラス化反応挙動の可視化、②これら一連の現象のダイナミックスを系統的に把握するための速度論的検討が必要不可欠である。本研究では、昇温過程における sHLLW 及び sHLLW/ホウケイ酸ガラス混合系のその場観察と、熱分解速度及び発生気体[1]の情報を併せて現象のダイナミックスを検討した。

キーワード：模擬高レベル廃液，ホウケイ酸ガラス、拡散・溶解、現象の可視化

1. 緒言　sHLLW のホウケイ酸ガラスへの拡散・溶解およびガラス化反応は仮焼層内の各温度域で順次進行する．本研究では，sHLLW の昇温に伴う相変化・相挙動、熱分解反応/ガラス化反応挙動の可視化を行い、これら一連の現象のダイナミックスを系統的に把握することを試みた。

2. 実験　小型炉と光学系からなる高温観察システムを用いて、sHLLW 単体及びホウケイ酸ガラス共存下における昇温に伴う相変化・相挙動、熱分解反応/ガラス化反応挙動のその場観察を行った。得られた結果を、すでに報告されている『熱分解反応速度　&発生気体 vs 温度マップ』[1]と併せて、現象のダイナミックスを示した。

3. 結果・考察　sHLLW/ホウケイ酸ガラス混合系の、昇温過程におけるその場観察動画の静止画像を熱分解反応速度及＆発生気体 VS 温度マップ[1]と併せて図 1 に示す。その場観察炉では固相→液相→流動化、及び気泡発生等の相状態と熱分解反応速度および気体発生の相関を示すことができた。

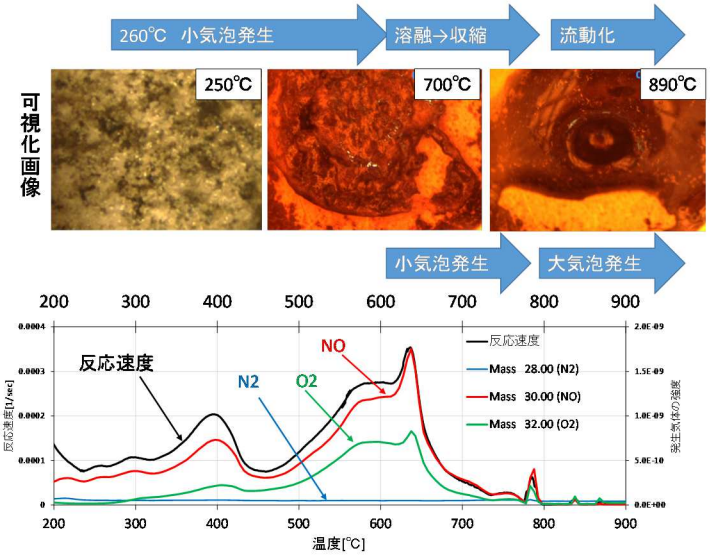


図１．sHLLW/ホウケイ酸ガラス粉末系でのその場観察炉での様子（上）と熱分解反応速度& 発生気体[1]（下）

謝辞　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東京工業大学が実施した研究成果の一部である。

参考文献

[1]西川真、川合康太、中野義夫、竹下健二、日本原子力学会 2015 年秋の大会、F45、P299

*Makoto NISHIKAWA, Kota KAWAI, Yoshio NAKANO, Kenji TAKESHITA
Tokyo Institute of Technology

ガラス固化体の高品質化・発生量低減のための白金族元素回収プロセスの開発（１１）チオジグリコールアミド系抽出剤と第三級アミンを用いた硝酸水溶液からの白金族元素抽出

Development of Recovery Process of Platinum-group Metals from HLLW for Stable Production and Volume Reduction of Homogeneous Vitrified Object

(11) Extraction of Platinum Group Metals from Nitric Acid Solutions Using Thiodiglycolamides (TDGA) and Tertiary Amines

*Michal Cibula[1]，稲葉 優介[1]，竹下 健二[1]，成田 弘一[2]

[1]東京工業大学，[2]産業技術総合研究所

Synergistic extraction of Pd, Rh and Ru from highly concentrated nitric acid solutions was investigated using mixed solvents of newly synthesized thiodiglycolamide (TDGA) and tertiary amine compounds.

Keywords: solvent extraction, synergistic effect, platinum group metals, thiodiglycolamide, tertiary amine

1. Introduction In order to improve the vitrification process, the decrease in the concentration of platinum group metals (PGM) (especially, Pd, Rh and Ru) in HLLM is imperative. That requires new extraction system that can effectively extract PGM from highly concentrated HNO_3 solutions. We have been studying the extraction of PGM from HCl and HNO_3 solutions with mixed solvents of TDGA and amine-type extractants [1]. In this study, we investigated that synergistic extraction of Pd, Rh and Ru from highly concentrated HNO_3 solutions with mixed solvents of newly synthesized TDGA (MTTDGA and BTTDGA) and tertiary amine-type extractants (TOA and EHTAA) (Fig. 1).

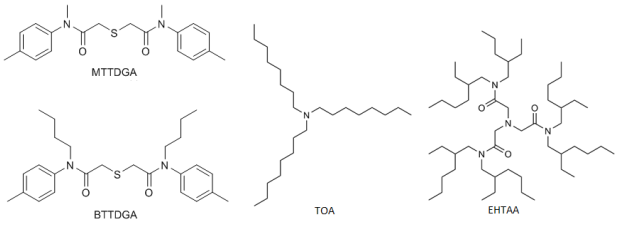


Fig. 1 Molecular structure of extractants

2. Experiments TOA (Wako Chemicals) and EHTAA (Chemicrea) were used without further purification. MTTDGA and BTTDGA were synthesized by the procedure described in our previous paper [2]. The extraction operation was carried out batchwise: the extractants diluted in toluene for organic phase, Pd(II), Rh(III) and Ru(III) in 8 M HNO3 for the aqueous phase. Both of MTTDGA and BTTDGA extracted about 100% Pd(II) without TOA or EHTAA, although they hardly extracted Rh(III) and Ru(III). Similarly, Rh(III) and Ru(III) were not extracted in the TOA and EHTAA systems. However, using the mixed solvents (MTTDGA or BTTDGA and TOA or EHTAA) largely enhanced extraction efficiencies of Rh(III) and Ru(III).

3. Conclusion As for Pd(II), TDGA can quantitatively extract Pd(II) without TOA or EHTAA. A synergistic effect for Rh(III) and Ru(III) extraction occurs in the TDGA–TOA and TDGA–EHTAA systems.

References

[1] H. Narita, M. Tanaka and K. Takeshita, Japan Patent 2012-025994.; H. Narita, K. Morisaku and M. Tanaka, *Solvent Extraction and Ion Exchange*, **33**, 1-10 (2015).

[2] H. Narita et al., *Chem. Lett.*, **33**, 1144-1145 (2004).

*Michal Cibula[1], Yusuke Inaba[1], Kenji Takeshita[1] and Hirokazu Narita[2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology (AIST)

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

[1G06-11] Vitrification 2

Chair: Ippei Amamoto (JAEA)

Sat. Mar 26, 2016 2:45 PM - 4:15 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

[1G06] Basic research programs for the next generation vitrification technology

＊Satoshi Komamine[1], Takashi Maki[1], Isao Katou[2], Nobuyuki Miura[3], Takeshi Tsukada[4] （1.Japan Nuclear Fuel Limited, 2.IHI, 3.Japan Atomic Energy Agency, 4.Central Research Institute of Electric Power Industry ）

2:45 PM - 3:00 PM

[1G07] Basic research programs for the next generation vitrification technology

＊Yoshiyuki Miura[1], Hideaki Tanaka[1], Sastoshi Yuuki[1], Haruka Tada[1], Norio Kanehira[1] （1.Japan Nuclear Fuel Limited）

3:00 PM - 3:15 PM

[1G08] Basic research programs for the next generation vitrification technology

＊Yuichi Nishiyama[1], Shun-ichiro Ueno[1], Kunihiko Nakano[1], Kouji Takewaki[1], Hidenori Kawashima[1], Toshiki Fukui[1] （1.IHI）

3:15 PM - 3:30 PM

[1G09] Basic research programs for the next generation vitrification technology

＊Takahiro Tachibana[1], Yasutomo Tajiri[1], Toshiro Oniki[1], Toshiaki Kakihara[1], Toyonobu Nabemoto[1], Toshiki Fukui[1] （1.IHI Corporation）

3:30 PM - 3:45 PM

[1G10] Basic research programs for the next generation vitrification technology

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

3:45 PM - 4:00 PM

[1G11] Basic research programs for the next generation vitrification technology

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

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
（21）次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業の全体概要

Basic research programs for the next generation vitrification technology
(21) Outline of basic research programs for the next generation vitrification technology

*駒嶺 哲[1]，牧 隆[1]，加藤 功[2]，三浦 信之[3]，塚田 毅志[4]
[1]日本原燃，[2]IHI，[3]原子力機構，[4]電中研

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究は、低レベル廃棄物をより安定した廃棄体とするためのガラス固化技術の基盤整備、および高レベル廃液成分をより多くガラスに取り込む技術の開発を目的として、平成 26 年度から平成 30 年度までの 5 年間実施する計画である。
キーワード：低レベル廃棄物、高レベル廃棄物、ガラス固化、ガラスマトリクス、モリブデン

1. 緒言

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究は、これまで国内では開発がなされていない原子力発電所および再処理工場で発生する低レベル廃棄物を対象として、減容率が高く、より安定した廃棄体をするためのガラス固化技術の基盤整備を行うことを目的としている。また、本基盤整備で得られた知見をを高レベル廃液のガラス固化にも反映し、より多くの廃棄物成分をガラスに取り込む技術（高充填化）やガラス溶融炉の運転制御技術の向上にも利用する。本稿では、事業の全体概要について報告する。本事業の全体工程を下表に示す。

2. 概要

2-1. ガラス組成の把握に向けた調査・試験

国内の原子力発電所および再処理工場から発生する廃棄物の組成・性状、ガラス固化の適用性・減容効果等を評価して、低レベル廃棄物ではイオン交換樹脂、高硝酸ナトリウム廃液等を対象廃棄物として選定した。低レベル廃棄物は成分・性状が各廃棄物で異なるため、それぞれに応じたマトリクス組成を検討する必要があり、一部廃棄物については、Al_2O_3、B_2O_3 等の成分添加および加熱溶融することによりガラス化できる見通しを得ている。また、高レベル廃液においては、現行のガラスマトリクスと比較して 2～3 割程度、廃棄物を高充填化できるガラスマトリクスの開発を目標としている。そのためには、廃棄物成分のうちガラスと相分離しやすいモリブデンのガラスへの溶解度を向上させる必要がある。従来組成ベースのガラスマトリクスの改良（組成比率の変更およびバナジウム添加）、鉄リン酸ガラスの適用、耐水性のよいガラスセラミクスへの形成等の開発を進めている。低レベルおよび高レベルのガラスマトリクス候補は、一次サーベイ（廃棄物含有率等）、2 次サーベイ（浸出率および運転評価に必要な物性）を行うことで今後絞込みを行う計画である。なお、本研究成果で得られたマトリクス組成、ガラス物性等のデータを集約・管理できるデータベースの構築を合わせて進めている。

表　基盤研究事業の全体工程

実施項目＼年度		平成26年度	平成27年度	平成28年度	平成29年度	平成30年度
ガラス組成の把握に向けた調査・試験	事例調査	対象廃棄物・ガラス組成調査				
	ガラス固化試験	対象廃棄物選定・ガラス組成検討、1次サー			組成変動考慮、2次サーベイ	
	データベース構築	概念検討	計算コード・既存DB統合、DB設		改良・高度化、実用化	
ガラス溶融炉の運転制御に係る調査・試験	事例調査	溶融炉・運転技術調査				
	ガラス固化試験	運転制御に係る基礎試験、解析評価			新マトリクス運転性評価（基礎試験）	
		運転制御に係る評価（小型炉試験）			新マトリクス運転性評価（小型炉試験	

2-2. ガラス溶融炉の運転制御に係る調査・試験

低レベル廃棄物ではプラズマ溶融炉、CCIM（Cold Crucible Induction Melter）、LFCM（Liquid Fed Joule-heated Ceramic Melter）、高レベル廃液では LFCM を試験対象の溶融炉として選定している。なお、本研究で開発したガラスマトリクスについて、それぞれの小型溶融炉で運転制御方法を確認する計画である。また、高レベル廃液ガラス固化については、高充填時における運転制御方法の検討（ガラス原料供給形態、処理能力向上対策）を進めており、基礎試験（坩堝試験、管状炉試験）および小型炉試験で検証を進める計画である。

本研究は、資源エネルギー庁委託事業である平成 26 年度および平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業の成果の一部である。

*Satoshi Komamine[1], Takashi Maki[1], Isao Kato[2], Nobuyuki Miura[3] and Takeshi Tsukada[4]
[1]Japan Nuclear Fuel Limited., [2]IHI Corporation, [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]Central Research Institute of Electric Power Industry

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
（22）ホウケイ酸ガラスの浸出率および充填率の組成依存性調査

Basic research programs for the next generation vitrification technology

(22) Study for composition dependence of chemical durability and waste loading of borosilicate glass

*三浦　吉幸，田中　英明，結城　智，多田　晴香，兼平　憲男

日本原燃株式会社

ホウケイ酸ガラスの耐水性および廃棄物充填率に及ぼすガラス組成の影響について，各種ガラス成分をパラメータとして調査し，傾向について纏めた．

キーワード：ホウケイ酸ガラス，ガラス固化，浸出特性，廃棄物充填率

1. 緒言

より多くの廃棄物を安定的に取り込むことの出来る高充填ガラスの開発においては，廃棄物の高充填化に伴い，Mo を主成分とするイエローフェーズおよび希土類元素等を主成分とする結晶性物質が析出する懸念があるほか，ガラスの浸出特性が劣化する懸念がある．このため，高充填ガラスの開発にあたっては，廃棄物充填率および浸出特性の双方に着目することが重要である．

本研究においては，高充填ガラスの組成の最適化に資するために，現行のホウケイ酸ガラスをベースとして，化学的耐久性の向上に寄与すると考えられる網目修飾酸化物（CaO）および中間酸化物（ZnO 等）の濃度を増減させて，ガラス固化体の模擬ガラスを作製し，廃棄物充填率および浸出特性に及ぼす影響を調査し，その傾向を整理した．

2. 実験方法

模擬ガラスは，ガラス原料中の目的成分の濃度を±3wt%の範囲で増減させ，廃棄物充填率を 12，20，26wt%（Na_2O 除く）の 3 条件に設定して，白金容器を用いて 1,200℃で 2h 加熱することにより作製した．模擬ガラスのガラス化状態は外観観察，SEM/EDS および XRD により評価し，浸出特性は PCT 試験により評価した．

3. 実験結果

作製した模擬ガラスについて，ガラス化状態の評価を行ったところ，白金族以外の有意な析出物は確認されなかった．PCT 試験により規格化浸出速度を求め短期の浸出特性の評価を行ったところ，ガラス中の ZnO 濃度を減少させた場合は標準組成と比較して規格化浸出速度が著しく上昇し，また，ZnO 濃度を増加させた場合でも規格化浸出速度がわずかに上昇した（図 1）．以上より，高充填ガラスの開発にあたり，ZnO 濃度は適切な濃度に設定する必要があることが示唆された．

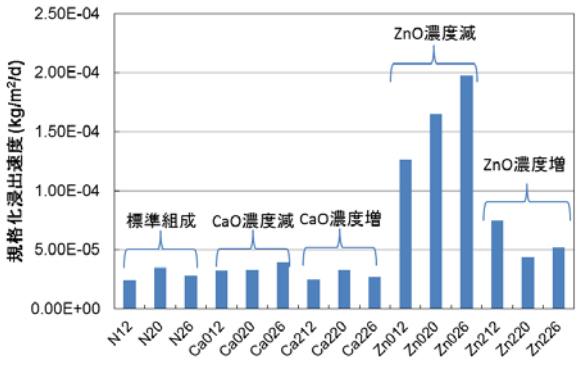


図 1　PCT 試験結果（ホウ素の規格化浸出速度）

本報告は，経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業（ガラス固化技術の基盤整備）」の成果の一部である．

*Yoshiyuki Miura, Hideaki Tanaka, Satoshi Yuuki, Haruka Tada, Norio Kanehira

Japan Nuclear Fuel Limited

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
(23) 小型溶融炉を用いたガラス固化処理における揮発成分の移行挙動の調査

Basic research programs for the next generation vitrification technology

(23) Investigation of volatile constituents migration during vitrification using small scale melter

*西山 裕一[1]，上野 俊一郎[1]，中野 邦彦[1]，竹脇 幸治[1]，川島 英典[1]，福井 寿樹[1]

[1]株式会社 IHI

高レベル放射性廃液のガラス固化プロセスにおける揮発成分の移行挙動について小型ガラス溶融炉を用いた試験により確認した。本報では、処理速度向上による揮発成分の移行挙動への影響について報告する。

キーワード：高レベル放射性廃液，ガラス固化，揮発

1. 緒言　高レベル放射性廃液のガラス溶融プロセスにおいて、廃液成分の移行挙動を把握することが重要である。処理速度向上時や高減容処理時には廃液中の核分裂生成物の投入速度が増加するため、一部の成分の揮発量が増す可能性があり、オフガス系統の負荷向上や固化ガラスの品質低下が懸念されている。本研究では、小型ガラス溶融炉を用い、処理速度向上時の揮発成分の挙動について調査した。

2. 試験　試験は溶融ガラス約12kg（深さ約18cm）を保持可能なジュール加熱式の溶融炉で実施した。試験は原料ガラスビーズ180g/hr、模擬廃液600g/hrの標準条件と、それぞれの供給量を4/3倍とした高速処理条件で実施した。高速処理条件では、バブリングにより、溶融ガラス上部に生成する安定な仮焼層を形成するとともに気相部温度を一定に保った運転を行なった。処理速度向上ならびにそれに伴うバブリングの影響を評価するために、試験中の溶融ガラスと溶融炉内気相の各温度計測、仮焼層の形成状況観察、オフガスサンプリングを行なった。また、試験終了時にバブリングによる炉内撹拌効果の確認のため、溶融ガラスをサンプリングした。各サンプル中に含まれる白金族濃度から、揮発成分の移行割合を明らかにした。

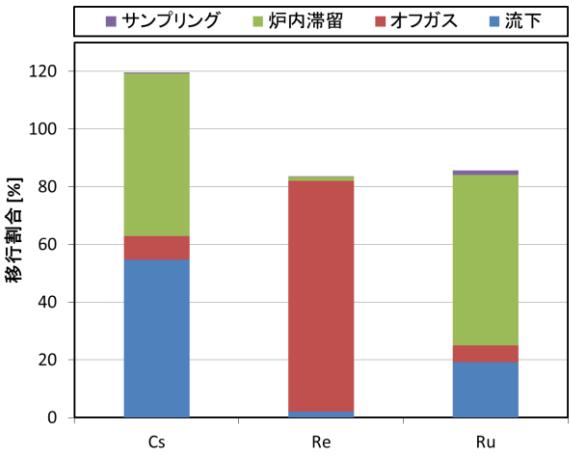


図 1 標準条件での揮発成分の移行割合

3. 結果　試験結果の一例として廃液成分に含まれる揮発成分の標準条件での移行割合を図 1 に示す。レニウムの多くはオフガスとして炉外排出される。セシウムやルテニウムは多くが溶融ガラス内に移行するが、セシウムが流下ガラスとして炉外排出される一方、ルテニウムは炉内滞留の割合が高く、流下で排出されず炉底に堆積する。バブリングを伴って処理速度を向上させた場合の移行割合の変化および各試験終了時の白金族元素の堆積状況の変化についても発表にて報告する。

謝辞：本報告は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

*Yuichi Nishiyama[1], Shun-ichiro Ueno[1], Kunihiko Nakano[1], kouji Takewaki[1], Hidenori Kawashima[1] and Toshiki Fukui[1]

[1]IHI Corporation

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
（２４）低レベル廃棄物に対する溶融ガラス化の検討（その２）

Basic research programs for the next generation vitrification technology
(24) Study of fused glass solidification for low level radioactive waste (part 2)

*立花 孝洋，田尻 康智，鬼木 俊郎，柿原 敏明，鍋本 豊伸，福井 寿樹
株式会社 IHI

低レベル廃棄物を対象として、減容性が高く、安定した廃棄体とするためのガラス固化技術について検討した。廃棄物の含有率およびガラス物性の向上を目的とし、ガラス組成を検討し、溶融ガラス化試験を実施した。

キーワード：低レベル廃棄物、溶融固化、ガラス固化、ガラス

1. 緒言

低レベル廃棄物は、放射能レベル、組成等が多種多様であるため、廃棄物の特徴に応じて焼却、圧縮、セメント固化が一般的に用いられ、ガラス固化は導入されていない。低レベル廃棄物には、廃棄物中にガラス形成成分となりえる Si、Al、P 等の成分を多く含む廃棄物が多数存在する。このため、廃棄物自体に含まれる成分をガラス形成成分とすることで、添加物を最小限に抑えて「減容性」を確保するとともに、「操業性（流下性等）」および「廃棄体の安定性」を調整できるガラス固化方法（本研究では、溶融ガラス化と称す）を検討することとした。本研究では、昨年度の成果[1]を踏まえてガラス組成を改良した、るつぼ規模での溶融ガラス化試験の結果を報告する。

2. 溶融ガラス化と組成検討

昨年度検討したイオン交換樹脂、高硝酸ナトリウム廃液、および焼却灰のガラス組成を踏まえ[1]、浸出率等の物性向上を目的とし、ガラス組成を検討した。廃棄物に加える添加物に Si、Na、B の他、Al、Ca 等を追加するとともに、成分割合を調整することでガラス組成を改良した。

表 1　本研究における対象廃棄物

	対象廃棄物
平成26年度から継続	イオン交換樹脂
	高硝酸Na廃液
	焼却灰
	リン酸廃液
	スラッジ等
平成27年度から追加	HEPAフィルタ
	溶融除染スラグ
	イオン交換樹脂の溶離液

3. 試験及び結果

るつぼ内に模擬廃棄物(試薬)およびガラス形成成分である添加物を入れ、1100℃、2h を標準として加熱することにより、ガラス組成を改良した効果を確認した。ガラス組成を改良した場合においても、イオン交換樹脂、高硝酸 Na 廃液に関しては、廃棄物含有率 40wt%程度でガラス化でき、焼却灰は 75wt%程度でガラス化できることを確認した。作製したガラスを用い、SEM/EDS、XRD による結晶物の確認や PCT 法による浸出率の測定等を実施することでガラス組成を改良した影響を評価できた。

図 1　イオン交換樹脂のガラス化結果

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

参考文献

[1] 鬼木俊郎ほか、日本原子力学会 2015 年春の年会 A10 (2015).

*Takahiro Tachibana, Yasutomo Tajiri, Toshiro Oniki, Toshiaki Kakihara, Toyonobu Nabemoto and Toshiki Fukui
IHI Corporation

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
(25)模擬焼却灰の溶融ガラス化時の核種挙動

Basic Research Programs for the Next Generation Vitrification Technology
(25)Migration behavior of surrogate nuclides to the treated incineration ash

*池田弘一[1]，宇留賀 和義[1]，宇佐見 剛[1]，古川静枝[1]，天川正士[1]，塚田 毅志[1]
[1]電力中央研究所

低レベル放射性廃棄物の溶融ガラス化技術の検討の一環として、焼却灰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。添加したコールドトレーサーの Sr および Co がほとんど残り、Cs の揮発はアルカリ金属の化合物の存在によって促進された。

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　低レベル放射性廃棄物の溶融ガラス化技術は、今後の廃止措置等に伴い発生する比較的放射能レベルの高い低レベル放射性廃棄物等に対する安定化・減容化に有効と考えられる。本報告は、焼却灰を対象とする既設のプラズマ溶融炉による溶融ガラス化試験において、廃棄体の品質に係る核種挙動の結果を示す。

２．方法　焼却灰とガラスマトリックスを模擬した試料 5.2～5.7kg を、内径 230mm の黒鉛坩堝内に逐次分割投入し、空気雰囲気でプラズマ溶融を行った。模擬試料の成分組成は、Al_2O_3、SiO_2、CaO の 3 成分の組成が 1265℃の融点になるように成分調整した場合〔試験番号Ⅰ〕、Al_2O_3、SiO_2、CaO の 3 成分の組成が 1170℃の融点になるように成分調整した場合〔試験番号Ⅱ〕、試験番号Ⅰに MgO、Fe_2O_3、Na と K の水酸化物を加えた場合〔試験番号Ⅲ〕、試験番号Ⅰに MgO、Fe_2O_3、Na と K のアルミン酸化合物を加えた場合〔試験番号Ⅳ〕の 4 種類とした。コールドトレーサーは、六ヶ所低レベル埋設センターにおける固化体の申請核種を参考に、放射性核種の Cs、Sr、Co および Ni を模擬した非放射性のそれらで、試料重量の 0.8wt%相当をそれぞれ試料に添加した。これらを 40～75kW の加熱出力で全量溶融し、溶湯の温度を確認した後で鋳型に出湯し、自然冷却で作製した溶融固化体およびダストの成分組成を分析した。

３．結果　コールドトレーサーのスラグへの移行率を図 1 に示す。Sr および Co はスラグにほとんど留まる一方、Cs および Ni は試験によって大きく変動することを確認した。これは、酸化物の標準生成エネルギーの大きい Ni が金属として蒸発し、エネルギーの小さい Sr や Co は酸化物としてスラグに残ると考えられる。

Cs の一部は、水ガラスと同様の機構でスラグに捕捉されたと考えられる。また、試料にアルカリ金属の化合物が含まれる場合、それを含まない場合と比べて同等以下であることを確認した。これは、アルカリ金属の酸化物や水酸化物では、O^{2-}や OH^-が陽イオンの束縛をあまり受けずに網目構造に作用するので、溶融スラグによるコールドトレーサーの捕捉力が低下している可能性がある。

ダストの成分組成の結果を図 2 に示す。主成分が SiO_2、K_2O 、Na_2O 、Cs_2O であることを確認した。これより、炭素による SiO_2 の還元によって発生した SiO およびアルカリ金属の化合物の熱分解によって発生したアルカリ金属がそれぞれ蒸発してい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 26 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

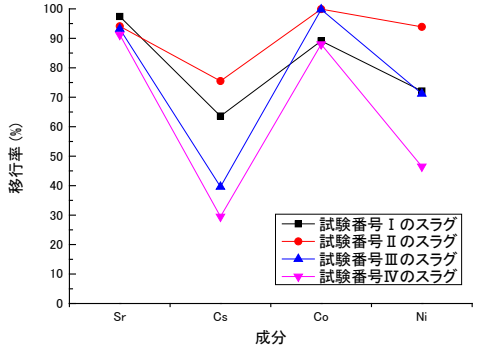


図 1 コールドトレーサーのスラグへの移行率

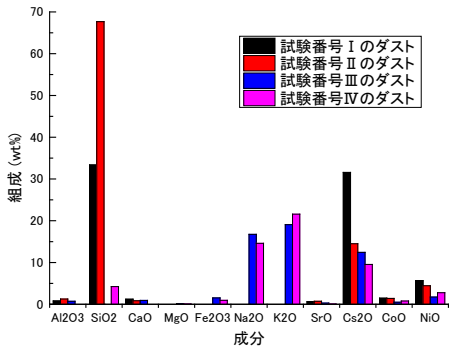


図 2　ダストの成分組成（酸化物換算）

* Kouichi Ikeda[1], Kazuyoshi Uruga[1], Tsuyoshi Usami[1],Shizue Furukawa[1],Tadashi Amakawa[1] and Takeshi Tsukada[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

次世代再処理ガラス固化技術基盤研究
（２６）硫酸廃棄物のガラスセラミクス化の検討

Basic research programs for the next generation vitrification technology
(26) Formation of glass ceramics including sulfuric acid waste

*宇佐見 剛[1]，宇留賀 和義[1]，塚田 毅志[1]
[1]電中研

硫酸を非水溶性の硫酸バリウムとしてガラスセラミクス化することを検討した。ガラスセラミクス化の成否はガラスの組成に依存し、アルカリ元素を含まないガラスを母材とすることで均質な固化体が得られた。

キーワード：ガラス固化，ガラスセラミクス，硫酸廃棄物

1. 緒言

前報ではガラスへの溶解度が低いモリブデン(Mo)を、非水溶性のカルシウム塩 $CaMoO_4$ としてホウケイ酸ガラス中に分散させたガラスセラミクスについて報告した[1]。本報告では発電所等でイオン交換樹脂の溶離に用いた硫酸を念頭に、Mo と同様にガラスに溶解し難い硫酸イオンのガラスセラミクス化を検討した。

2. 実験

ガラス中に分散させる結晶相は水への溶解度の低い硫酸バリウムとして試薬で添加し、ガラスの組成と充填率等をパラメータとして試験を行った。試験では結晶相とガラスの粉末を混合し、アルミナのルツボに入れて電気炉で所定の温度まで昇温し、約 3 時間保持ののち取り出して急冷した。冷却後の試料は切断して断面を観察するとともに XRD で結晶相の同定を試みた。

3. 結果・考察

まず Mo と同様にホウケイ酸ガラス(SiO_2-B_2O_3-Al_2O_3-Na_2O-CaO-ZnO-Li_2O)を母材として $BaSO_4$ の固化を試みた。しかし SO_3 充填率が 8wt%相当で Na_2O 濃度 3.1～10.9wt%(Li_2O 濃度 3.6～3.9wt%)の範囲で、硫酸根はガラス中に分散することなく図 1 のように表面に偏析した。この相は SEM-EDX で観察すると Ba, S, O の他に Na が検出され、電荷の平衡から Li も含まれると推測された。結晶相中の Na 量はホウケイ酸ガラス中の Na_2O 濃度に依存し、ガラスとの置換反応で生成したと考えられた。即ち硫酸イオンはモリブデン酸イオンと比べてアルカリと結合しやすく、ホウケイ酸ガラスによる固化は困難であると考えられた。

そこでアルカリを含まないガラスの中から、融点が 950～1000℃と比較的低い 35wt%B_2O_3 - 19wt%SiO_2 - 46wt%BaO を選定し、酸化物試薬を白金ルツボ中で加熱してガラス化・粉体化して、SO_3 充填率 8, 15, 30wt%相当で $BaSO_4$ と混合して 1150℃に加熱した。充填率 8wt%のガラスセラミクスの断面の硫黄の分布を図 2 に示す。一部に凝集が見られるものの硫黄がおよそ均質に分布したことが分かる。この固化体の SEM による拡大像を図 3 に示す。ガラス中に分散した結晶相は 1～5 μ m の物が支配的だったが、一部に 50 μ m に近い凝集体も見られた。EDX 分析で結晶相中に存在した元素は S, Ba, O のみで、断面の XRD 分析でも $BaSO_4$ のみが検出された。SO_3 の充填率を 15wt%としても均質な固化体が出来たが流動性は低下し、30wt%では $BaSO_4$ に対してガラスが少な過ぎて粉末が結合しなかった。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業」の成果の一部である。

図 1　ホウケイ酸ガラスの断面

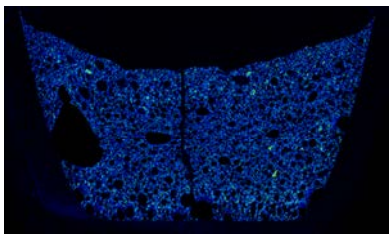


図 2　硫黄の分布

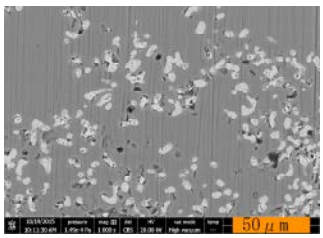


図 3　8%固化体中の結晶相

参考文献

[1] 宇佐見ほか、日本原子力学会「2015 年秋の大会」F51

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

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

[1G12-16] Vitrification 3

Chair: Tatsumi Arima (Kyusyu Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 4:15 PM - 5:30 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

[1G12] Investigation of the chemical form of ruthenium compounds in the vitrification process

＊Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[1], Nobuaki Sato[2], Takehiko Inose[3], Seiichi Sato[3], Kiyoshi Hatakeyama[4], Katsumi Seki[4] （1.JAEA, 2.Inst. Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku Univ., 3.Inspection Development Company Ltd., 4.E&E Techno Service Co., Ltd.）

4:15 PM - 4:30 PM

[1G13] Simulation of TVF glass melter operation with forming of thick sediments composed of platinum group elements

＊Yoshimitsu Asahi[1,2], Masayoshi Nakajima[1], Yasuo Ayame[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Visible Information Center, Inc.）

4:30 PM - 4:45 PM

[1G14] Chemical state analysis of rhodium in the simulated waste glass by synchrotron radiation based imaging XAFS technique

＊Yoshihiro Okamoto[1], Takayuki Nagai[1], Hideaki Shiwaku[1], Takehiko Inose[2], Seiichi Sato[2] （1.JAEA, 2.Inspection Development Companiy Ltd.）

4:45 PM - 5:00 PM

[1G15] Study on interactions between borosilicate glass and molybdenum contained in a high-level liquid waste

＊KOTA KAWAI[1], MAKOTO NISHIKAWA[1], YOSHIO NAKANO[1], KENJI TAKESHITA[1], YOSHIYUKI MIURA[2], NORIO KANEHIRA[2] （1.Research Laboratory for Nuclear Reactor, Tokyo Institute of Technology, 2.Japan Nuclear Fuel Limited）

5:00 PM - 5:15 PM

[1G16] Search of vitrification matrix with high-loading capacity -change of chemical durability and MoO_3 solubility with B_2O_3 and Al_2O_3 contents-

＊Katsushige Komatsu[1], Akihiro Yamada[1], Jun Matsuoka[1], Norio Kanehira[2] （1.The University of Shiga Prefecture, 2.Japan Nuclear Fuel Limited）

5:15 PM - 5:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ガラス固化プロセスにおけるルテニウム化合物の化学形態調査
(4) Ru-La-Na 混合硝酸塩とガラス原料の反応による RuO_2 生成

Investigation of the chemical form of ruthenium compounds in the vitrification process

(4) RuO_2 generation by reaction with Ru-La-Na mix nitrates and raw materials for vitrification

*永井崇之[1], 小林秀和[1], 岡本芳浩[1], 佐藤修彰[2], 猪瀬毅彦[3], 佐藤誠一[3], 畠山清司[4], 関　克巳[4]

[1]原子力機構, [2]東北大多元研, [3]検査開発㈱, [4]㈱E&E テクノサービス

ガラス固化プロセスでは, 廃液から生成した Ru 化合物がガラス原料と反応し, RuO_2 結晶が成長すると推定されることから, Ru-La-Na 混合硝酸塩とガラス原料を添加して加熱し, RuO_2 の生成状況を確認した.

キーワード：ガラス固化, ルテニウム化合物, ランタン化合物, XRD, Raman 分光, 放射光 XAFS 測定

１．緒言　ガラス溶融炉内で廃液から生成した Na_3RuO_4 がガラス原料と反応して RuO_2 が生成する想定メカニズム[1]を基に, $NaNO_3$ と Ru 硝酸塩から Na_2RuO_3, Na_3RuO_4, Na_2RuO_4 が生成し[2], Na_2RuO_3 はガラス原料と反応して RuO_2 を生成すること[3], 廃液からルテニウム酸ランタニド化合物も生成すること[4]を確認した. 今回は, RuO_2 生成過程の把握を目的に実施した Ru-La-Na 混合硝酸塩とガラス原料の加熱実験について述べる.

２．実験　Ru-La-Na 混合硝酸塩は, $Ru(NO_3)_3$ 溶液に $La(NO_3)_3$･$6H_2O$, $NaNO_3$ を添加した硝酸溶液を 100°C で減圧乾燥し 4 種類調製した. ガラス原料は PF798 と比較用に SiO_2 を用いた. 加熱実験は Al_2O_3 容器に試料をのせ, Ar ガス雰囲気 700°C×2 h 加熱し, 加熱後の試料を XRD, Raman 分光, 放射光 XAFS 測定で評価した.

３．結果　700°C 加熱後の Ru 化合物を XRD で同定した結果, 表１に示すように, 硝酸塩単体の場合 RuO_2 は生成せず, Na モル比が高い条件で Na_3RuO_4 の生成を確認し, PF798 を添加した場合 RuO_2 が生成した. SiO_2 を添加した場合, 硝酸塩単体と同様に RuO_2 は生成しなかったものの, La モル比が小さい条件で 4 価の Na_2RuO_3 の生成を確認した. RuO_2 を同定した試料を Raman 分光測定した結果, RuO_2 結晶特有の Raman シフトを観察した. また, Ru/La/Na = 1 / 2 / 3 の加熱後試料を XAFS 測定した結果, 図１に示す硝酸塩単体と PF798 添加の La-L_{III} 吸収端 XANES スペクトルを比べると, 5.49 keV のピーク高さや 5.50 keV のピーク形状に差が見られ, RuO_2 生成に伴う La 局所構造の変化も推察された.

表１　加熱後に XRD で同定した Ru 化合物

	Ru/La/Na モル比			
	1 / 1 / 3	1 / 2 / 3	1 / 1 / 6	1 / 2 / 6
硝酸塩単体	La_2NaRuO_6 Na_3RuO_4	La_2NaRuO_6	Na_3RuO_4 $La_7(RuO_6)_3$ $La_4Ru_6O_{19}$	La_2NaRuO_6 $La_4Ru_6O_{19}$ La_2RuO_5
硝酸塩+PF798	RuO_2	RuO_2	RuO_2	RuO_2
硝酸塩+SiO_2	Na_2RuO_3 La_2NaRuO_6	La_2NaRuO_6	Na_2RuO_3	La_2NaRuO_6

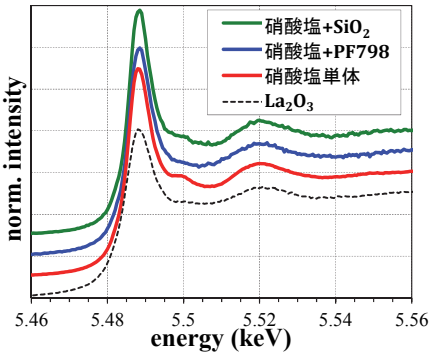


図１　La-L_{III} の XANES スペクトル

４．結言　400°C 以上の加熱によって廃液から生成するルテニウム酸ランタニド化合物は, 700°C 付近でガラス原料と反応して RuO_2 を生成するとともに, Na やランタニドがガラス相へ移行すると考えられる.

参考文献

[1] H. Boucetta, et al., *Inorg. Chem.*, **51** (2012) 3478-3489.
[2] 永井, 他, 原子力学会 2014 年春の年会, H49.
[3] 永井, 他, 原子力学会 2015 年春の年会, A14.
[4] 永井, 他, 原子力学会 2015 年秋の大会, E28.

本報は, 物質・デバイス領域共同研究拠点における共同研究による成果を含む.
XAFS 測定は, KEK 物質構造科学研究所・放射光共同利用実験(課題番号 2015G063)にて実施した.

*Takayuki Nagai[1], Hidekazu Kobayashi[1], Yoshihiro Okamoto[1], Nobuaki Sato[2], Takehiko Inose[3], Seiichi Sato[3], Kiyoshi Hatakeyama[4], Katsumi Seki[4]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inst. Multidisciplinary Research for Advanced Materials, Tohoku Univ., [3]Inspecttion Development Company Ltd., [4]E&E Techno Service Co. Ltd.

白金族元素の厚みのある堆積形成を考慮した TVF ガラス溶融炉の運転シミュレーション

Simulation of TVF glass melter operation with forming of thick sediments composed of platinum group elements

*朝日良光[1,2]，中島正義[1]，菖蒲康夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構，[2]株式会社ヴィジブルインフォメーションセンター

ガラス固化溶融炉の運転シミュレーションにおいて温度の計算値を実測値に近づけられるように、計算モデルのパラメータを調整した。この計算モデルの下で計算された低模擬度試験の運転では、実測値と比較可能な温度推移を得た。

キーワード：TVF、ガラス溶融炉、白金族堆積、粒子挙動、ラグランジュ・モデル

1. はじめに

ガラス固化技術開発施設(TVF)の液体供給式直接通電型セラミック溶融炉では、長期間の運転に伴い高放射性廃液に含まれる白金族元素が徐々に堆積するため、定期的に保守期間を設けて堆積物を除去している。JAEA では、堆積物除去のための保守頻度を低減して溶融炉の稼働率を高めるため、堆積を抑制する運転手法や適切な保守時期を見出す検討、次期溶融炉の設計を行っている。これらの検討を効果的に行うために、熱流動電場解析と白金族粒子挙動解析を連成させた溶融炉解析システムを開発している。これまでに粒子挙動解析には、厚みのある堆積を表現可能な手法を導入した[1]。実際の溶融炉では白金族元素が堆積すると溶融炉の加熱特性が変化し、炉底部の温度が上昇することが知られている。導入した粒子挙動モデルの適用性が十分に確認されれば、計算された溶融炉の加熱特性の変化から堆積状況を推定し、適切な保守時期の予測が可能になると見込まれる。粒子挙動モデルの適用性確認は次の手順で行う。1. 熱流動電場解析のパラメータを詳細化し、堆積による温度上昇が計算結果から判別可能な程度に実機の温度推移の再現精度を高める。次に、2. 堆積が進行するときの温度推移を実機と比較し、粒子挙動解析のパラメータ調整により加熱特性の変化を再現する。本報告では、1.の結果と 2.の予備計算の結果を報告する。

2. 実機再現性を向上する手法

TVF2 号溶融炉を用いて行った白金族元素を含まない模擬廃液を固化するコールド試験(低模擬度試験)を対象に熱流動電場解析を行い、温度の計算値と実測値を比較しながら、形状モデルの詳細化、通電の境界条件や熱伝達係数の調整など、計算条件の精緻化を図った。その上で、温度の測定値に対して計算結果が適切に追従するよう、運転制御値(通電電流や冷却空気流量など)へ補正関数を適用して実際の値から補正した。補正幅は最大 20%であった。

3. 計算結果

熱の出入りが均衡しているバッチの中盤を初期状態に選び、そのときの温度分布を初期状態とした溶融炉の運転を計算した。低模擬度試験では、溶融炉の底部に位置する補助電極の温度は、実測値の推移を誤差20℃以内で再現した(図 1)。この誤差は、先述の堆積による温度上昇幅よりも小さい。次に、白金族元素を含む模擬廃液を固化するコールド試験(高模擬度試験)を対象に、堆積の厚みが表現可能な粒子挙動モデルを用いる計算を試したところ、実測からの温度の乖離が生じた(図 2)。これは、堆積の影響が過剰であると思われる。

4. まとめ

TVF2 号溶融炉に固有のパラメータの設定手法を確立したことで、堆積が進んだときに現れる炉底部の温度上昇を判別するのに十分な精度が得られた。この精度の下で白金族粒子挙動を計算することで、粒子挙動モデルの課題が分かるようになった。今後、より精度良く再現できる粒子挙動モデルの開発を進める。

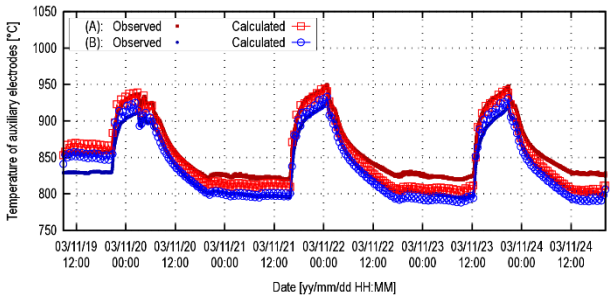


図１　低模擬度試験 1～3 バッチの溶融炉底部の温度推移。

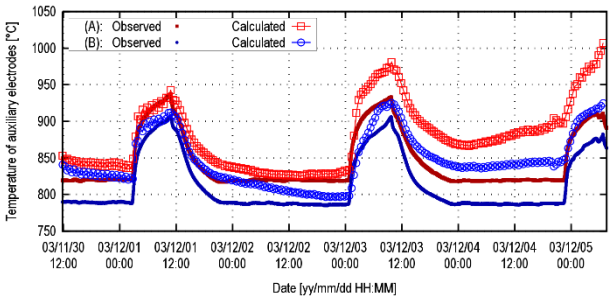


図２　高模擬度試験 1～3 バッチの溶融炉底部の温度推移。

参考文献　[1] 朝日良光、中島正義、菖蒲康夫。(2015)、日本原子力学会 2015 年秋の大会

*Yoshimitsu Asahi[1,2], Masayoshi Nakajima[1] and Yasuo Ayame[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Visible Information Center, Inc.

放射光イメージング XAFS 法による模擬ガラス試料中のロジウム元素の化学状態分析

Chemical state analysis of rhodium in the simulated waste glass by synchrotron radiation based imaging XAFS technique

*岡本 芳浩[1]，永井 崇之[1]，猪瀬 毅彦[2]，佐藤 誠一[2]，塩飽 秀啓[1]
[1]原子力機構，[2]検査開発㈱

模擬ガラス試料について、Ru および Rh のイメージング XAFS 測定を行い、両元素の分布、化学形を特定し、さらに両元素間の化学的な相関を解析することを試みた。

キーワード：放射光、イメージング、X 線吸収微細構造、模擬ガラス

1. 緒言　高レベル放射性廃液のガラス固化処理プロセスを詳細に理解するためには、ガラス中における白金族元素の状態や挙動の把握が重要である。我々は、ガラス中の微量成分の化学状態を分析するために、放射光 XAFS およびイメージング XAFS 技術を利用してきた。イメージング XAFS 技術では、同じ試料の同じ部位を対象に、複数の元素の分析を行うことで、元素間の化学的な相関関係を導出できる[1]。ガラス中に含まれる元素の種類は多岐にわたるので、元素どうしの相関が存在し、ガラス固化体の性質に影響を及ぼす可能性が考えられる。本研究では、模擬ガラス中の白金族元素の Ru と Rh の組み合わせに着目し、イメージング XAFS により、両元素間の化学的な相関について調べることを試みた。

2. 実験　放射光 XFAS 測定は、放射光実験施設 Photon Factory の BL-27B ビームラインにて行った。イメージング XAFS 実験および解析の詳細は、文献[1]に記載してある。模擬ガラス試料は、ガラス原料として N10-798 を用い、Ru と Rh は酸化物換算で 7.5wt%の添加量とした。これを大気雰囲気 1150℃で 2.5 時間加熱保持し、冷却後に厚さ 1.0mm の板状に切り出したものを測定用試料とした。Ru および Rh の K 吸収端を対象としてイメージング XAFS 測定を行い、元素間の相関を解析した。

3. 結果・考察　解析では、まず Rh が凝集している領域と薄く分布している領域に分けて、イメージング XAFS を取得した。図 1 にその結果の一部を示す。Rh が凝集している領域(a)では、Rh の化学形は金属であった。一方、薄く分布している領域(b)では、Rh の濃度が低いので吸収端のジャンプ量も小さく、スペクトルの質が良くないが、化学形は明らかに酸化物であり、しかも RuO_2 によく似ていることが分かった（Rh の吸収端エネルギーに合わせるよう、軸の値を変更させてある）。このほかに、Ru の分布量と Rh の化学形の相関に関する評価も試みた。

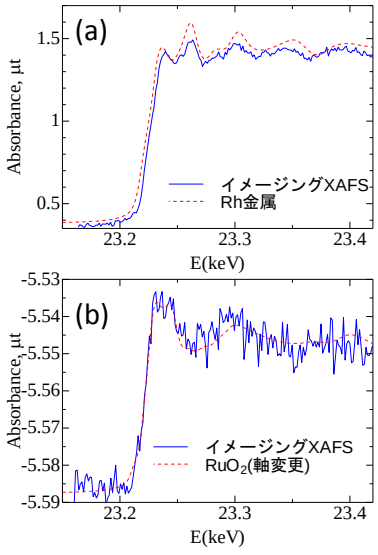


図 1　模擬ガラス試料中のイメージング XAFS：　(a)Rh が凝集している領域、(b)Rh が薄く分布している領域

参考文献

[1] 岡本芳浩、矢板 毅、ぶんせき、4678-485,11(2015).

イメージング XAFS 測定は、高エネルギー加速器研究機構(KEK)放射光実験施設（PF）の共同利用課題 2012G086 により行われた

*Yoshihiro Okamoto[1], Takayuki Nagai[1], Takehiko Inose[2], Seiichi Sato[2] and Hideaki Shiwaku[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Inspecttion Development Company Ltd.

高レベル廃液に含まれるモリブデンとホウケイ酸ガラスとの相互作用の検討

Study on interactions between borosilicate glass and molybdenum contained in a high-level liquid waste

*川合康太[1]　西川真[1]　中野義夫[1]　竹下健二[1]　三浦吉幸[2]　兼平憲男[2]

[1]東工大院　[2]日本原燃

動的過程におけるモリブデンの挙動を捉えるため，モリブデン酸二ナトリウム二水和物にホウケイ酸ガラスを混合し，昇温過程での熱特性の取得や各温度での生成物の同定を行った．その結果，ガラス溶融温度域以下にて，モリブデン酸カルシウム（$CaMoO_4$）の生成を確認した．

キーワード：ガラス固化，イエローフェーズ，モリブデン酸カルシウム，高レベル廃液

１．緒言　ガラス固化プロセスにおいて，高レベル廃液に含まれるモリブデンは，ガラスへの溶解度が低く，モリブデン酸塩を主成分とするイエローフェーズ（YP）となって分離相を形成する．YP は水溶性であることから，固化ガラスの核種閉じ込め性能の低下につながるため，YP 生成の抑制に関する研究が数多く行われている．その一方で，YP 生成メカニズムに関する研究は未だ少なく，生成メカニズムの解明が求められている．本研究では，YP 生成メカニズムの解明を目的として，ガラス固化プロセスを想定した動的過程におけるモリブデンの挙動に着目し，昇温過程における熱特性の取得や各温度での生成物の同定を行った．

２．熱重量測定-示差走査熱量（TG-DSC）測定およびＸ線回折（XRD）測定　モリブデン／ホウケイ酸ガラス系における熱特性を取得するため，モリブデン酸二ナトリウム二水和物（$Na_2MoO_4 \cdot 2H_2O$）とホウケイ酸ガラス粉末（75μm 以下）を重量比が 4：6 になるように混合し，TG-DSC 測定を行った．測定条件は窒素雰囲気，定速昇温速度 10℃/min とし，測定温度範囲は室温～1200℃とした．TG-DSC 測定の結果を Fig. 1 に示す．Na_2MoO_4 単体では 460℃，590℃，640℃付近で相転移し，690℃にて融解することが報告されている[1]．さらに，Na_2MoO_4-MoO_3 系における共晶型状態図[1]より，MoO_3 の添加によって融点が降下することが知られている．したがって 610℃にて出現した吸熱ピークは，Na_2MoO_4 中の Na がガラス相内に拡散したために，試料中の MoO_3 の存在割合が増えたためと推察される．本推論を確かめるため，加熱後試料の相同定を行った．$Na_2MoO_4 \cdot 2H_2O$／ホウケイ酸ガラスビーズ系で室温～550，650℃まで加熱し，各最高温度で 1 時間保持した．加熱保持後急冷し，試料を XRD 測定に供した．550℃で加熱保持した試料からは，Na_2MoO_4 の回折ピークが得られ，650℃で加熱保持した試料からは，Na_2MoO_4 に加え $CaMoO_4$ 由来の回折ピークが得られた．

３．考察　ホウケイ酸ガラス構成元素である Ca が，Mo との化合物として同定されたことから，Na_2MoO_4 由来の Na と Ca の交換反応によってガラス相内部を拡散したことにより，Ca がガラス表面に析出し，MoO_4^{2-} と化合したと考えられる．詳細は当日にて発表する．

謝辞　本研究は資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業（ガラス固化技術の基盤整備）」の受託者である日本原燃株式会社からの委託により東京工業大学が実施した研究成果の一部である．

参考文献

[1] Gmelin Handbook of Inorganic Chemistry, Springer, Berlin, 1989: Mo Suppl. B, pp. 206–212.

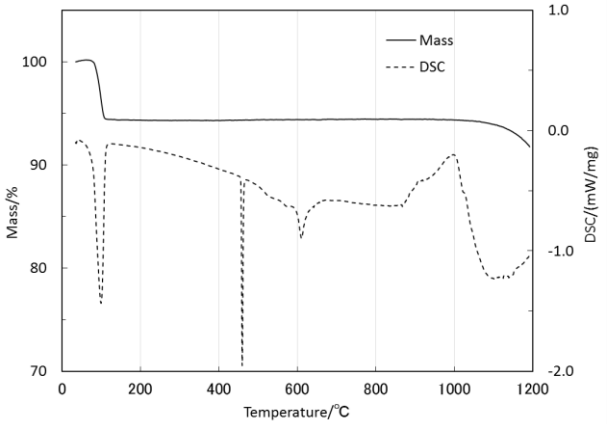


Fig. 1 Curves of DSC and TG for sodium molybdate dehydrate with glass powder

*Kota Kawai[1], Makoto Nishikawa[1], Yoshio Nakano[1], Kenji Takeshita[1], Yoshiyuki Miura[2] and Norio Kanehira[2]

[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Japan Nuclear Fuel Ltd.

高充填減容固化用ガラスマトリックスの検討[1]
-ガラスの B_2O_3 及び Al_2O_3 含有量が MoO_3 溶解度と耐水性に与える影響-

Search of vitrification matrix with high-loading capacity
-change of chemical durability and MoO_3 solubility with B_2O_3 and Al_2O_3 contents-

*小松 克茂[1] 山田 明寛[1] 松岡 純[1] 兼平 憲男[2]
[1]滋賀県立大学, [2]日本原燃株式会社

高レベル放射性廃棄物固化ガラスのイエローフェーズ生成抑制を目的に、ガラスの相分離抑制成分である B_2O_3 含有量が Mo 溶解度と耐水性に与える影響について調査した。また、ガラスの耐水性担保を目的に Al_2O_3 含有量の変化がこれらに与える影響についても調査し、B と Al の配位数変化との関係について考察した。なお、調査には廃棄物ガラスの元素数を減少させた簡素化ガラス組成を用いた。

キーワード： イエローフェーズ、B_2O_3、Al_2O_3、Mo 溶解度、耐水性、配位数変化

1．諸言

高レベル放射性廃液のガラス固化処理工程において廃液中の Mo が過剰供給されると、ガラス相と分離したイエローフェーズ（以下、YP）と呼ばれる結晶相が形成されることが知られている。YP は $CaMoO_4$ 及び Na_2MoO_4 の結晶相が主となっており、特に Na_2MoO_4 はガラス相と比較して耐水性が劣る。このため、ガラス固化工程で YP 生成を抑制することは重要である。しかし、YP 抑制にはガラスのホウ酸成分の増加が効果的であると報告されているが、ホウ酸成分の増加はガラス自体の耐水性を低下させる。以上より、高充填減容固化用ガラスマトリックスの検討において、B_2O_3 含有量の増加に伴う Mo 溶解度及び耐水性の変化を調査することは重要と考えられる。そこで本研究では、SiO_2/B_2O_3 比及び Al_2O_3 含有量の変化が Mo 溶解度及び耐水性に与える影響を、高レベル放射性ガラス固化体の簡素化ガラス組成を用いて評価・考察した。

2．実験

簡素化ガラス組成にて SiO_2/B_2O_3[mol]及び Al_2O_3 量をパラメータとしガラス作製（1200℃・2 時間）を行い、これらの変化が Mo 溶解度と耐水性（MCC-1 法）に与える影響を調査した。Mo 溶解度は作製ガラスの外観確認で評価し、耐水性は試験前後におけるガラスの質量変化（重量減少法）から浸出率を算出して評価した。

3．結果・考察

SiO_2/B_2O_3:1.50-3.50 及び Al_2O_3:3.14-7.00 において、パラメータを変化させた際の Mo 溶解度の変化を図 1 に示す。図 1 より、$SiO_2/B_2O_3 \leqq 2.00$ の領域では、SiO_2/B_2O_3 の低下に伴う急激な Mo 溶解度の上昇が確認された。一方、Al_2O_3 の添加は、Mo 溶解度の低下となることが確認された。B_2O_3 と Al_2O_3 はアルカリ添加に伴う四配位化($[BO_{4/2}]^-$,$[AlO_{4/2}]^-$)が起こるため、この要因がガラスの骨格(B+Si+Al)に対する非架橋酸素量[mol]と関係していると考えた。そこで、本領域における非架橋酸素量をガラスの光学的塩基度と B4[2]/(B+Si)の関係[3]に基づき見積もったところ、非架橋酸素量の増加に伴う Mo 溶解度の減少傾向が確認された。図 1 と図 2 を比較すると両者は類似しているように見えるため、Mo 溶解度と非架橋酸素量との間に何らかの関係性があると考えられた。

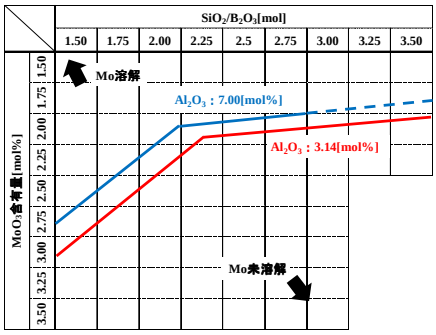


図 1 SiO_2/B_2O_3, Al_2O_3 量と Mo 溶解度

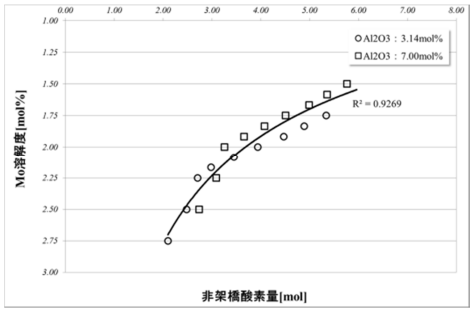


図 2 非架橋酸素量と Mo 溶解度

図 3 は本領域に対する浸出率を示す。図 3 より、SiO_2/B_2O_3:1.50 とすることで Al_2O_3 添加が耐水性向上に大きな効果をもたらすことが判明した。以上より、耐水性が確保され、且つ Mo 溶解度が現行以上となるガラスマトリックス開発は、SiO_2/B_2O_3:1.50[mol]及び Al_2O_3:7.00[mol%]付近で行われることが有効と考えられる。

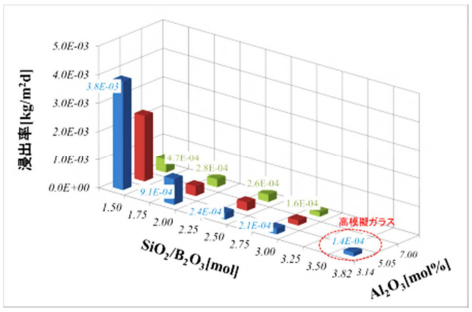


図 3 SiO_2/B_2O_3, Al_2O_3 量と浸出率

参考文献)

[1]本研究は資源エネルギー庁「平成 27 年度次世代再処理ガラス固化技術基盤研究事業（ガラス固化技術の基盤整備）」の受託者である日本原燃株式会社からの委託により滋賀県立大学が実施した研究成果の一部である。

[2]B4：4 配位ホウ素量

[3]難波 徳郎,崎田 真一,紅野 安彦,三浦 嘉也：ホウケイ酸ガラスの構造と塩基度, NEW GLASS Vol.25 No.4 2010, pp28-32.

*Katsushige Komatsu[1], Akihiro Yamada[1], Jun Matsuoka[1], Norio Kanehira[2]
[1]University of Shiga Prefecture, [2]Japan Nuclear Fuel Limited

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

[1G17-19] Nuclide Separation and Recovery 1

Chair: Tetsuo Fukasawa (HGNE)

Sat. Mar 26, 2016 5:30 PM - 6:15 PM Room G (Lecture Rooms B B203)

[1G17] Analysis for difficult measurement nuclides in radioactive pollutants and environmental samples

＊Hideyuki Akutsu[1], Yuko Komatsuzaki[1], Atsushi Tanaka[1], Satoshi Tomatsuri[1], Tomohiko Kawakami[1] （1.Kaken Inc）

5:30 PM - 5:45 PM

[1G18] Cesium and Strontium Absorption Characteristics of Porous Ceramics for absorbing Radioactive Nuclides using Natural Minerals

＊Yamato Sugitatsu[1], Toyohiko Yano[1], Katsumi Yoshida[1], Tadahiko Takada[2] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.Silica Material,LLC）

5:45 PM - 6:00 PM

[1G19] Sr adsorption performance of metal-doped antimony compounds

＊Ayumi Watanabe[1], Mamoru Kamoshida[1], Kenji Noshita[2] （1.Hitachi, 2.HGNE）

6:00 PM - 6:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

放射性汚染物・環境試料の難測定核種分析

前処理の効率化とそのシステム

Analysis for difficult measurement nuclides in radioactive pollutants and environmental samples
Efficient pretreatments and its system

*坏 英之, 小松﨑 優子, 田仲 睦, 戸祭 智, 川上 智彦
（株）化 研

環境試料中に含まれる複数の揮発性難測定核種を気化分離処理システムにより、同時に処理することができる分析スキームを開発した。これにより処理時間の短縮、試料量や廃棄物量の少量化が図られた。

キーワード：難測定核種、放射性廃棄物、気化分離、揮発性

1. はじめに

福島第一原子力発電所(1F)の事故以来、食品や一般環境中の放射性核種への関心は高い。^{131}I(事故当初のみ), ^{137}Cs, ^{134}Csのように Ge 半導体検出器等で簡単に測定できる核種以外に難測定核種の ^{90}Sr の分析頻度が高いが、その他の核種についてはほとんど分析されていないのが現状である。

弊社では、放射性廃棄物等の難測定核種の分析法を 25 年以上前から開発し実試料に適用してノウハウを蓄積してきた。開発してきた難測定核種分析の技術は、一つの試料から多核種を分析することが可能であり、文部科学省の示す難測定核種以外の核種に関しても対応できる。

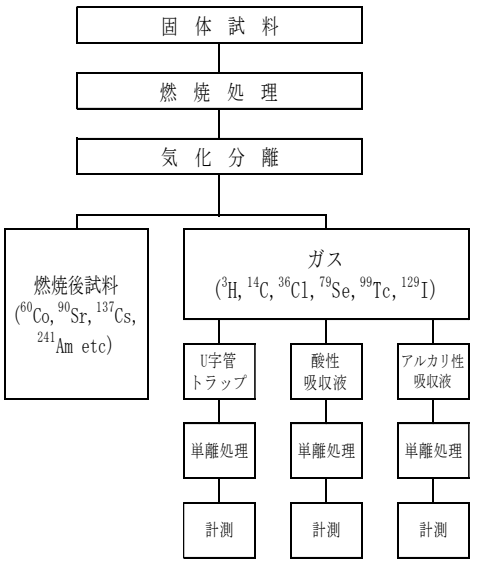


図１　分析スキーム

2. 分析プロセス・気化分離システム

固体試料を燃焼法により前処理を行い、この時に揮発性と考えられる ^{3}H、^{14}C、^{36}Cl、^{79}Se、^{99}Tc、^{129}I を同時に気化分離処理する分析スキーム(図１)を開発した[1][2]。

気化分離前処理システム概要を図２に示す。１つの試料から多核種を分離精製すると、核種ごとの前処理が不要になり、しかも焼却残渣をほかの多核種処理に使えるため、時間の短縮、分析試料量や廃棄物量の少量化が図られた。

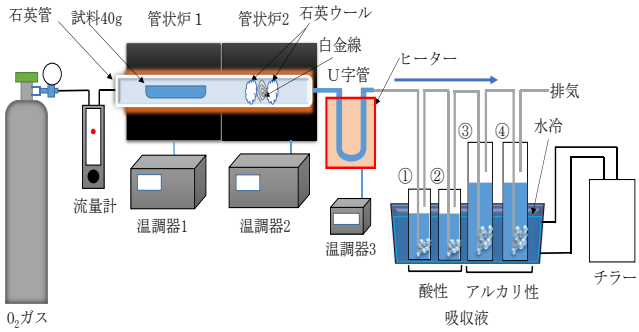


図２　気化分離前処理システム概要

3. 展望

・燃焼処理済み固体試料から不揮発性核種を分離精製することで、更なる難測定核種分析の効率化を図る。
・1F サンプル等の高レベル汚染物の難測定核種分析へ応用するため前処理装置を自動化する。

[1] 第 52 回アイソトープ・放射線研究発表会, 1p-III-04 (2015.07.08)
[2] 第 12 回茨城地区分析技術交流会 (2015.12.04)

*Hideyuki Akutsu , Yuko Komatsuzaki , Atsushi Tanaka , Satoshi Tomatsuri , Tomohiko Kawakami
Kaken Inc.

天然鉱物を用いた放射性核種吸着セラミック多孔体の Cs 及び Sr 吸着特性

Cesium and Strontium Absorption Characteristics of Porous Ceramics for absorbing Radioactive Nuclides using Natural Minerals

*杉立 大和[1], 矢野 豊彦[1], 吉田 克己[1], 高田忠彦[2]
[1]東京工業大, [2]（合）シリカマテリアル

放射能汚染水からの放射性核種の除去を目的として、天然鉱物を用いた多孔質セラミック吸着材を作製した。焼成温度の違いが吸着材の比表面積に与える影響を調べ、バッチ試験によりセシウム及びストロンチウム吸着特性を評価することで、吸着機能を最大化するための最適な焼成条件を明らかにした。

キーワード：天然鉱物、セラミック多孔体、セシウム、ストロンチウム、吸着

1. 緒言 東京電力福島第一原子力発電所事故の収束に向けて、発電所港湾内に滞留している放射能汚染水の処理が課題となっている[1]。本研究では天然鉱物を原料とする多孔質セラミック吸着材を開発することで、汚染水処理時のハンドリング向上と処理後のプロセスの簡素化が期待できる。より高機能な吸着材を作製するために、焼成に伴う多孔質セラミック吸着材の微構造変化が吸着機能に及ぼす影響を評価した。

2. 実験 北海道産の天然多孔質シリカ粉末（以下 A-WPS）またはゼオライト粉末（以下 NKZ）に成形助剤の天然粘土（以下 NC）を 10wt%混合して ø25mm、高さ 1cm 程度の円柱型成形体を作製した。成形体を高温大気炉により焼成温度を 400～1000℃として 2 時間保持することで焼成体を作製した。窒素ガス吸着量測定法により原料粉末や焼成体の比表面積及び細孔径分布を測定した。また人工海水に CsCl 粉末を加えて調製した模擬汚染水を用いて粉末や焼成体の吸着バッチ試験を行った。粉末や焼成体の 24 時間吸着量や初期濃度による吸着率変化などを測定することで、純水中と人工海水中における吸着挙動の違いや、比表面積と吸着機能との関係を評価した。

Table 1 各試料の比表面積―焼成温度の関係

試料名	比表面積 (m^2/g)		
	500℃	700℃	900℃
A-WPS 粉末	104.7	97.9	65.6
NC 粉末	33.4	12.4	6.3
A-WPS+NC 焼成体	81.9	87.4	39.7

3. 結果・考察 BET プロットから求めた原料粉末及び焼成体の比表面積を Table 1 に示す。いずれの試料も焼成温度が高いほど比表面積は減少した。窒素ガス吸脱着等温線を用いて BJH 法により求めた細孔径分布から、A-WPS+NC 高温焼成体ではメソ孔が消失することを確認した。また A-WPS+NC 焼成体の人工海水中における Cs 吸着率プロットを Fig.2 に示す。試験条件は pH=8.3、液固比=10、Cs 初期濃度は 1ppm である。焼成温度の上昇に伴い、の低下が見られた。細孔構造の変化に伴う比表面積の低下が吸着量の減少を促進したと考えられる。

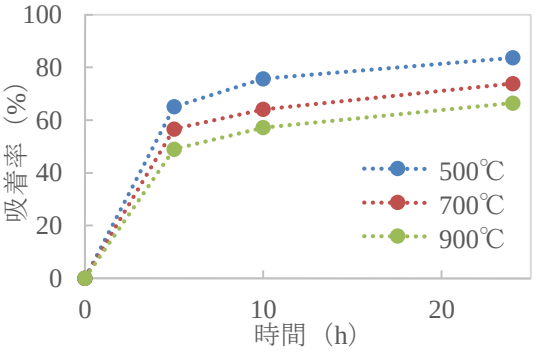


Fig.2 A-WPS+NC 焼成体の Cs 吸着率プロット

参考文献

[1] 東京電力 プレスリリース、2015 年 11 月 19 日 「東京電力福島第一原子力発電所の現状と今後の対応について」

*Yamato Sugitatsu[1], Toyohiko Yano[1], Katsumi Yoshida[1] and Tadahiko Takada[2]
[1]Tokyo Institute of Technology, [2]Silica Material LLC

水中における金属ドープアンチモン化合物のストロンチウム吸着性能評価

Sr adsorption performance of metal-doped antimony compounds

*渡部 亜由美[1]，野下 健司[2]，鴨志田 守[1]
[1]日立研開，[2]日立 GE

再処理廃液中で放射性Srを吸着する性質を持つ金属ドープアンチモン化合物に着目し、タングステン(W)、タンタル(Ta)、バナジウム(V)をドープしたアンチモン化合物を合成した。これらの化合物はパイロクロア構造を有し、酸性～弱塩基性領域において 10^4 L/kg 以上の高い Sr 分配係数(Kd)を示した。
キーワード：再処理廃液，放射性ストロンチウム，アンチモン化合物

1. 緒言

再処理廃液中には高濃度の硝酸が含まれ廃液中から放射性 Sr などを除去するためには、材料の耐酸性や吸着性能の維持といった課題がある。一方、W をドープしたアンチモン化合物は、硝酸溶液中で Sr に対して高い吸着性能を示すことが知られている[1]。本研究では、酸性から弱塩基性領域で高い Sr 吸着性能を持つ可能性がある金属ドープアンチモン化合物に着目し、異なるドープ金属種を加えた際のアンチモン化合物の Sr の Kd を評価した。

2. 実験

アンチモン化合物は、SiO_2 水溶液に $SbCl_5$ 水溶液とドープ金属水溶液を添加し、50℃で静置して合成した。ドープ金属は①アンチモン(Sb)に近いイオン半径を持つこと、②酸化物が酸性あるいは両性であることを基準に W、Ta、V、Zr を選定した。Sr-85 を添加した純水または共存イオンを含む模擬試験水を pH2～9 に調整し、Sr の Kd を評価した。模擬試験水の濃度は Na：650 ppm、Mg：150 ppm、Ca：150 ppm とした。固液比は 1：100 として浸漬し、浸漬前後の試験水中の Sr-85 濃度を測定し、式 1 により Kd を求めた。

$$\mathrm{Kd} = \frac{C_0 - C_f}{C_f} \times \frac{V}{M} \quad \cdots(\text{式 1})$$

ここで、C_0：浸漬前の試験水中 Sr-85 濃度(cps)、C_f：浸漬後の Sr-85 濃度(cps)、V：試験水体積(L)、M：固相重量(kg)である。

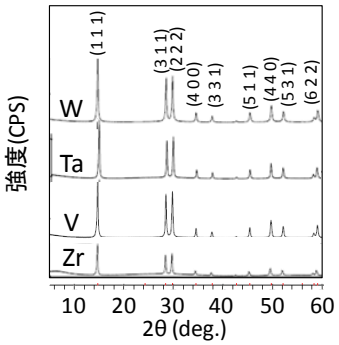


図 1 XRD 測定結果

3. 結果と考察

アンチモン化合物は $A_2Sb_2O_6O'$(A：H^+、アルカリ金属、アルカリ土類金属等、O'：O^{2-}、OH^- 等)の組成を持ち、パイロクロア構造をとることで高い Sr 吸着性能を示す[1]。合成したアンチモン化合物は、図 1 に示す XRD 測定結果より、主にパイロクロア構造をとっていることが分かった。いずれのアンチモン化合物でも非晶質部に由来するハローパターンが生じ、Sb とのイオン半径の差が最も大きい Zr をドープ金属とした場合に最も顕著であった。アンチモンにより近いイオン半径を持つドープ金属はパイロクロア構造維持に優位であることが確認できた。

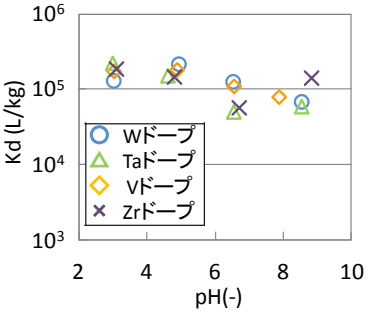


図 2 アンチモン化合物の分配係数(純水条件)

図 2 に純水中でのアンチモン化合物の Kd を示す。ドープ金属の種類によらず酸性から弱塩基性の広い pH 領域において 10^4 L/kg 以上の高い Kd を示した。酸化物が酸性を示すドープ金属は高い Kd を示すことが報告されているが[1]、酸化物が両性を示す V、Zr においても同程度の Kd が得られた。

表 1 に模擬試験水(pH~2)でのアンチモン化合物の Kd を示す。W、Ta、V をドープ金属とした場合には 10^4 L/kg 以上の Kd が得られたのに対し、Zr をドープ金属とした場合には、Kd が 10^3 L/kg 程度となった。W、Ta、V をドープしたアンチモン化合物は、結晶性が高いため Sr の選択性が高く、共存イオンが存在しても高い Kd を示したと推察する。

表 1 模擬試験水でのアンチモン化合物の Sr 分配係数(pH~2)

ドープ金属	Kd(L/kg)
W	2.4×10^5
Ta	1.7×10^5
V	3.4×10^4
Zr	1.4×10^3

参考文献

[1] Teresia Möller *et al.*, *Chem. Mater.* **2001**, *13*, p.4767-4772

*Ayumi Watanabe[1], Kenji Noshita[2] and Mamoru Kamoshida[1]
[1]Hitachi, Ltd., Research &Development Group, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

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

[1H01-08] Pb-Bi/SiC-1

Chair: Takashi Nozawa (JAEA)

Sat. Mar 26, 2016 10:00 AM - 12:00 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

[1H01] Research and development of innovative technologies for nuclear reactor core
material with enhanced safety

＊Tatsuya Hinoki[1], Fumihisa Kano[2], Yoshihiro Hyodo[2] （1.Kyoto University, 2.TOSHIBA Corporation）

10:00 AM - 10:15 AM

[1H02] Research and development of innovative technologies for nuclear reactor core

＊Yoshihiro Hyodo[1], Yumiko Tsuchiya[1], Fumihisa Kano[1], Sosuke Kondo[2], Tatsuya Hinoki[2] （1.Toshiba Corporation , 2.Kyoto University）

10:15 AM - 10:30 AM

[1H03] Research and development of innovative technologies for nuclear core material with enhanced safety

＊Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1], Fumihisa Kano[2], Kazunari Okonogi[2] （1.Hokkaido University, 2.Toshiba Corporation）

10:30 AM - 10:45 AM

[1H04] Research and development of innovative technologies for nuclear reactor core material with enhanced safety

＊Sosuke Kondo[1], Tatsuya Hinoki[1], Yoshihiro Hyodo[2], Yumiko Tsuchiya[2], Fumihisa Kano[2] （1.IAE, Kyoto University, 2.TOSHIBA Corporation）

10:45 AM - 11:00 AM

[1H05] Research and development of innovative technologies for nuclear reactor core
material with enhanced safety

＊Toshiyuki Tazawa[1], Yoshiiro Hyodo[1], Fumihisa Kano[1], Kazunari Okonogi[1], Kazuo Kakiuchi[1] （1.TOSHIBA Corporation）

11:00 AM - 11:15 AM

[1H06] Research and development of innovative technologies for nuclear reactor core material with enhanced safety

＊Fumie Sebe[1], Rei Kimura[1], Yutaka Takeuchi[1], Kazuo Kakiuchi[2], Kazunari Okonogi[2] （1.TOSHIBA CORPORATION Power Systems Company, 2.TOSHIBA CORPORATION Power Systems Company IEC）

11:15 AM - 11:30 AM

[1H07] Performance of Solid Electrolyte Oxygen Sensor with Solid Fe/Fe_3O_4 Reference Electrode for Liquid Lead-bismuth Eutectic

＊Pribadi Adhi[1], Masatoshi Kondo[2], Minoru Takahashi[2] （1.Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, 2.Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

[1H08] Molecular Dynamics Study of Metallic Impurity Diffusion in Liquid Lead-bismuth Eutectic (LBE)

＊Yun GAO[1], Guido Raos[2], Carlo Cavallotti[2], Minoru Takahashi[1] （1.Tokyo Institute of Technology, 2.Politecnico di Milano）

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

安全性を追求した革新的炉心材料利用技術の研究開発
（1）炉心用 SiC の作製と特性評価

Research and Development of Innovative Technologies
for Nuclear Reactor Core Material with Enhanced Safety
(1) Development and Evaluation of SiC Material for Nuclear Reactor Core Application

*檜木 達也[1]，鹿野 文寿[2]，兵藤 義浩[2]
[1]京都大学，[2]株式会社 東芝

SiC 複合材料は、作製方法により結晶粒サイズや不純物が異なる。本研究では、耐高温水特性や耐高温水蒸気特性に及ぼす不純物等の影響を考慮し、炉心用 SiC 材料の開発を行った。

キーワード：事故耐性燃料、微細組織、不純物、粒界、SiC/SiC 複合材料

1. 緒言

SiCの優れた耐酸化特性から、SiC複合材料は軽水炉における事故耐性燃料として応用が期待されている。SiC 複合材料は、作製方法により結晶粒サイズや不純物が異なり、通常時の耐高温水特性や事故時の耐高温水蒸気特性は、これらの材料特性に大きく依存する。液相焼結材においては、アルミナやイットリア等の残存不純物が腐食を促進することがこれまでに明らかになっている。また、SiC 複合材料においては繊維/マトリックスに C 相が存在する場合は、高温酸化雰囲気で大きく強度特性は劣化してしまう。本研究では、高温水特性や高温水蒸気特性に及ぼす材料特性の影響を考慮した、炉心用 SiC 材料の開発を目的とする。

2. 材料開発方針

中性子照射環境下では、結晶性の高い SiC が優れた寸法や強度の安定性を示すことが明らかになっており、CVD 法と液相焼結法を中心に検討を行った。マトリックス参照材として、高純度 CVD SiC (The Dow Chemical Company 製）と焼結助剤量(～12w%）や助剤成分、助剤の分散方法の異なる液相焼結材を作製して用いた。高温水腐食は粒界や三重点から進展するため、これらに存在する腐食に弱い不純物の軽減を目指した。SiC 複合材料は、耐高温水、耐高温水蒸気特性に優れた SiC マトリックスと組み合わせ、C 等の繊維/マトリックス界面相を用いない材料開発を進めた。

3. 結論

液相焼結材は、基本的に焼結助剤量を減らすと密度や強度が低下する傾向にある。耐腐食特性を考えた場合に、アルミナやイットリアの焼結助剤量を減らす必要があるが、強力な分散が可能なスパイクミルを用いても、3wt%程度が密度を極端に下げない限界であった。特に耐高温水特性に優れた焼結助剤成分の検討を行い、Al 成分を低減することで、耐高温水特性に非常に優れていることが明らかになり、焼結助剤の調整を行い、気孔率を 3%以内に制御した材料を開発し、耐高温水特性を飛躍的に向上させた SiC 材料の開発に成功した。SiC 複合材料に関しては、粒子分散マトリックス複合材料の開発を行い、耐高温水、耐高温水蒸気特性に優れた SiC 複合材料を開発した。

本研究内容はエネルギー対策特別会計に基づき、文部科学省から株式会社東芝が受託した平成 27 年度「安全性を追求した革新的炉心材料利用技術に関する研究開発」の成果である。

*Tatsuya Hinoki[1], Fumihisa Kano[2] and Yoshihiro Hyodo[2]
[1]Kyoto Univ., [2]TOSHIBA Corporation

安全性を追求した革新的炉心材料利用技術の研究開発
（２）高温水蒸気および高温水による炉心用 SiC の酸化特性

Research and development of innovative technologies for nuclear reactor core material with enhanced safety
(2) High temperature steam oxidation and water corrosion characteristics of silicon carbide for reactor core,

*兵藤 義浩[1]，土屋 由美子[1]，近藤 創介[2]，檜木 達也[2]，鹿野 文寿[1]
[1]株式会社東芝，[2]京都大学

軽水炉における事故時を模擬した SiC の高温水蒸気下での酸化試験、通常運転時を模擬した高温水環境下で腐食試験を実施し、炉心用 SiC の酸化特性、および腐食特性を評価した。

キーワード：燃料被覆管、SiC、高温水腐食、高温水蒸気酸化

１．緒言

炉心材料に求められる特性の中でも、使用環境における耐食性が重要な評価項目となっている。SiC 複合材料を炉心材料に適用するためには、高温水に暴露される SiC マトリックスの耐食性について把握する必要がある。そこで本研究では、化学気相成長（CVD）法、および液相焼結（LPS）法により試料作製を行い、軽水炉における通常運転時を模擬した高温水環境下で腐食試験を実施し、SiC の腐食特性を評価した。

２．試験方法

試験には LPS モノリシック材および CVD モノリシック材を用いた。LPS 材は、焼結助剤として Al_2O_3 および Y_2O_3 を使用し、助剤量 12 wt%とした。高温水環境下の試験条件は、温度 320 ℃、溶存酸素濃度 20ppb および 8ppm、試験時間 168 時間とした。試験後に試験片の重量測定および表面組織観察を行った。

３．結果

高温水環境下での腐食試験の結果を図 1 に示す。LPS-SiC、CVD-SiC いずれも試験後は重量減少が認められた。しかし、LPS-SiC、CVD-SiC いずれも溶存酸素 8ppm の条件と比較して 20ppb の条件では、重量減少が約 1/10 まで低減した。図 2 に腐食試験後に回収した LPS-SiC の表面 SEM 像を示す。溶存酸素 8ppm の条件では、SiC の脱粒の跡と考えられる多数の孔が確認されたが、溶存酸素 20ppb の条件では脱粒跡は認められなかった。CVD-SiC の腐食に関する報告[1]において、溶存酸素濃度は高温水腐食に影響を及ぼす因子であると指摘されていたが、LPS-SiC においても類似の傾向であることが明らかとなった。発表では、本材料の事故時を模擬した高温水蒸気環境下での酸化試験結果についても報告する。本研究は、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株式会社東芝が実施した平成 25 年度～平成 27 年度「安全性を追求した革新的炉心材料利用技術に関する研究開発」の成果である。

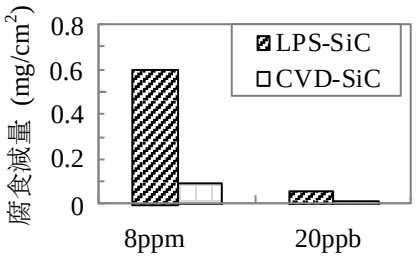


図 1 高温水腐食による重量変化

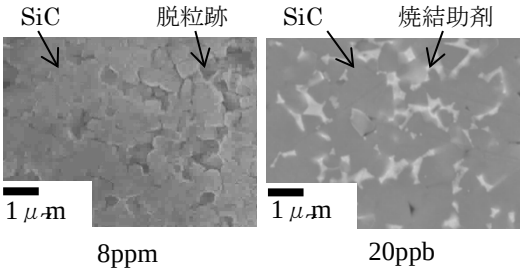


図 2 LPS-SiC の腐食試験後の表面 SEM 像

参考文献

[1] 川久保、平山、金子；材料，**39**, 438, (1990)

*Yoshihiro Hyodo[1], Yumiko Tsuchiya[1], Sosuke Kondo[1], Tatsuya Hinoki[1], Fumihisa Kano[2]
[1] TOSHIBA Corporation, [2] Kyoto Univ.,

安全性を追及した革新的炉心材料利用技術の研究開発
（３）炉心用 SiC 材料の雰囲気制御電子線照射試験

Research and development of innovative technologies for nuclear reactor core material with enhanced safety; (3) Environmentally-controlled electron irradiation experiment of SiC materials for reactor core

*橋本 直幸[1]　礒部 繁人[1]，鹿野 文寿[2]，小此木 一成[2]
[1]北海道大学，[2]株式会社東芝

炉心材料として SiC の利用技術を開発することを目的とし、雰囲気制御型電子線照射実験システムを構築してガス環境における SiC 材料の腐食のその場観察を実施する。これにより、照射下における SiC 材料の腐食機構を原子レベルで検討する.

キーワード：SiC，電子線照射，環境制御

1. 緒言

事故耐性燃料の被覆管等構造材の候補材料として，SiC の諸特性が研究されている．本研究では，炉心材料として SiC の利用技術を開発することを目的とし、雰囲気制御型電子線照射実験システムを構築してガス環境における SiC 材料のその場観察を実施し、照射下における SiC 材料の腐食機構を詳細に検討する.

2. 実験手順

CVD-SiC およびモノリシック SiC を供試材とし，集束イオンビーム加工装置(FIB)を用いて 100×100μm^2，厚さ 500~1000nm の薄膜試料を切り出した後，雰囲気制御環境セルの加熱ワイヤー上に直接 W 蒸着によって接着し，さらに Ga イオンビームにより厚さ 100～300nm まで薄膜化した．薄膜化した SiC 試料を雰囲気制御型電子線照射実験用環境セルに設置し，5×10^{-2}Pa の真空中、20kPa 及び 40kPa の酸素分圧下において室温で 20 分間電子線照射その場観察実験を行った.

3. 実験結果・考察

電子線照射により CVD-SiC 薄膜中に欠陥が導入されているものの，室温，低損傷量条件では欠陥クラスターは観察されなかった．しかしながら，照射中に回折図形の変化が観られ，雰囲気の差異が照射中の SiC の構造変化に影響を及ぼした可能性がある．また，酸素雰囲気電子線照射した SiC 試料表面を軟 X 線分光器(SXES)により化学分析したところ，酸素雰囲気照射誘起の SiO_2 形成が認められた.

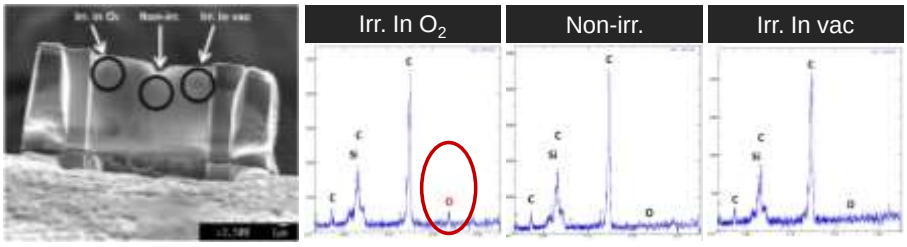


図 1　FIB を用いて作製した微小 SiC 片と雰囲気電子線照射後の SXES 表面分析結果.
酸素雰囲気電子線照射による試料表面における SiO_2 の形成が確認された.

本研究は，エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省から株式会社東芝が受託した平成 26 年度～平成 27 年度「安全性を追求した革新的炉心材料利用技術に関する研究開発」の成果である.

*Naoyuki Hashimoto[1], Shigehito Isobe[1], Fumihisa Kano[2] and Kazunari Okonogi[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]TOSHIBA Corporation

安全性を追求した革新的炉心材料利用技術の研究開発
（４）SiC の高温水腐食特性に与えるイオン照射の効果

Research and development of innovative technologies for nuclear reactor core material with enhanced safety

(4) Irradiation effects on the hydrothermal corrosion of SiC

*近藤 創介[1]，兵藤 義浩[2]，土屋 由美子[2]，檜木 達也[1]，鹿野 文寿[2]

[1]京大エネ理工研，[2]株式会社東芝

炉心被覆管用の候補材としての SiC/SiC 複合材の適合性の検討のため，高純度なモノリシック CVD SiC に対しイオン照射を行った後に高温水腐食を実施し，腐食特性に及ぼす照射の効果を評価した．

キーワード：照射損傷，高温水腐食，事故耐性燃料，SiC/SiC 複合材料

1. 緒言

薄肉構造の内部に燃料や核分裂生成物（FP）を封じ込める機能が求められる燃料被覆管では，使用環境での腐食による減肉が重要な評価項目である．SiC を炉心材料に適用するためには，SiC の耐食性について把握する必要がある．そこで本研究では，軽水炉における通常運転時を模擬した高温水環境下での腐食挙動に及ぼす照射の効果の有無と程度を調査している．前回までに照射域では腐食速度が大きいことを報告しており，本講演では照射条件に伴う材料の物理的性質の変化，および腐食条件に依存する腐食挙動の変化に注目し，照射による腐食促進のメカニズムに関する考察を行なった．

2. 実験

CVD SiC を，10×10×2.5^{t} mm に切断・鏡面研磨した後，イオン照射，続いてオートクレーブ内高温水腐食試験を行った．照射試験は，京大 DuET にて 5.1 MeV Si^{2+}イオンを，欠陥残存量を変化させることを目的として 2 種類（400，800℃）のいずれかの照射温度で，表面から 1 μm までの平均損傷量が 1～3 dpa となる条件で実施した．照射後試料は，20 MPa，溶存酸素濃度 8 ppm および 20 ppb の条件で 320℃の高温水腐食試験をそれぞれ最大 168 時間実施した．腐食後は原子間力顕微鏡（AFM），走査型電子顕微鏡（SEM），透過型電子顕微鏡（TEM）観察により腐食量・組織を評価した．また，照射材の物性変化は，腐食電位測定，ケルビンフォース顕微鏡（KFM），分光測定等により実施した．

3. 結論

400℃照射材では腐食験後に照射域はすべて消失し，非照射域に比べて著しい腐食速度の加速が認められた．800℃照射材でも照射域では非照射域に比べて大きな腐食が認められたが，その加速の程度は 400℃照射材と比べて著しく小さかった．腐食速度は損傷量増加とともに大きくなり，少なくとも 800℃照射材では約 1dpa 以降は飽和傾向にあった．照射によって材料中には点欠陥およびその集合体である 2 次欠陥が導入されるが，上述の腐食速度に対する照射温度の依存，損傷量増加に伴う飽和傾向は，これら欠陥蓄積傾向と同様であった．このことから，照射により導入された欠陥組織が腐食速度に影響を及ぼしている可能性を指摘し，上述した TEM 観察，電位測定，および分光実験結果を参照しながら議論する．

本研究は，エネルギー対策特別会計に基づく文部科学省から株式会社東芝が受託した平成 25-27 年度「安全性を追求した革新的炉心材料利用技術に関する研究開発」の成果である．

---

* Sosuke Kondo[1], Yoshihiro Hyodo[2], Yumiko Tsuchiya[2], Tatsuya Hinoki[1], Fumihisa Kano[2]

[1] Kyoto Univ., [2] Toshiba

安全性を追求した革新的炉心材料利用技術の研究開発
（５）炉心用 SiC 材料の接合試験

Research and Development of Innovative Technologies
for Nuclear Reactor Core Material with Enhanced Safety
(5) The joining technology of SiC for nuclear reactor core material

*田澤 俊幸[1]，兵藤 義浩[1]，鹿野 文寿[1]，小此木 一成[1]，垣内 一雄[1]
[1]株式会社東芝

原子力発電プラントの安全性向上を目的とし、SiC 製燃料被覆管の開発を進めている。本稿では燃料被覆管端栓部の形状を模擬したモノリシック SiC 同士の直接接合技術と、接合部の強度特性について報告する。
キーワード：接合，放電プラズマ，SiC，炉心材料

1. 緒言

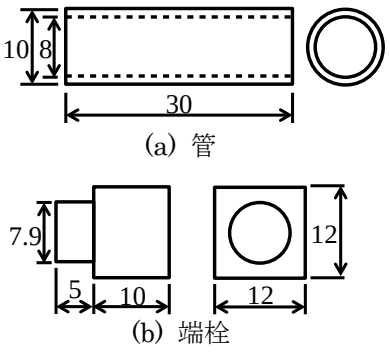
原子力発電プラントの燃料被覆管は燃料ペレットや FP ガスを内部に封入する必要があるため、SiC 製燃料被覆管には SiC 同士の接合技術が重要な開発要素として挙げられる。本研究では燃料被覆管の形状を模擬した管/端栓形状の SiC を放電プラズマ焼結（以下、SPS）をにより、直接接合する技術の開発を試みた。

2. 接合試験

2-1. 接合条件および評価方法

供試材は商用の固相焼結モノリシック SiC（イビデン社製「イビセラム」）である。図 1 に示す管形状と端栓形状に加工した後、SPS を用いてフィラー無しで接合した。接合温度は 1700～1950℃、接合圧力は 20～80MPa とした。接合後は ASTM F 1798 に準拠した静的ねじり試験を実施し、接合強度を評価した。

注）本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。



(a) 管
(b) 端栓
図 1　試験片形状

2-2. 結果

接合温度 1950℃、接合圧力 20MPa で接合すると、ねじり試験後の破断位置は接合部であった。同じ接合温度 1950℃でも接合圧力を 40MPa とすると、破断位置は管（母材部）となり、破断強度は垂直応力換算値で 215～260MPa であった。この値は既報[1]の引張試験によって得られた破断応力と同等以上であり、接合圧力 40MPa の接合においては母材以上の接合強度を有していると考えられる。

3. 結論

燃料被覆管の端栓接合部を模擬した形状で SiC 同士の直接接合を行い、母材以上の強度を有する接合を実現した。

本研究は、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株式会社東芝が実施した平成 24 年度～平成 27 年度「安全性を追求した革新的炉心材料利用技術に関する研究開発」の成果である。

参考文献

[1] 田澤ら，原子力学会「2015 年春の年会」予稿集, p93(2015)

*Toshiyuki Tazawa[1], Yoshihiro Hyodo[1], Fumihisa Kano[1], Kazunari Okonogi[1] and Kazuo Kakiuchi[1]
[1]TOSHIBA Corporation

安全性を追求した革新的炉心材料利用技術の研究開発
（６）総合評価・炉心過渡安全特性解析

Research and development of innovative technologies
for nuclear reactor core material with enhanced safety
(6) Plant feasibility evaluation, transient and safety analysis

*瀬部　芙美絵[1]，木村　礼[1]，武内　豊[1]，垣内　一雄[1]，小此木　一成[1]
[1]株式会社東芝

福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、事故耐性の高い燃料を目指し、Zry（ジルカロイ）に替えて SiC（炭化ケイ素）を軽水炉の炉心材料に適用する研究を進めている。本稿では、SiC を適用した際の炉心過渡事象、シビアアクシデント事象に与える影響を評価した。

キーワード：SiC 被覆管，SiC チャンネルボックス，高温蒸気酸化反応，燃料溶融温度

1. 緒言

炉心材料に SiC を適用した場合、Zry との物性値や高温蒸気による酸化反応モデルの相違によりプラント挙動が変化することが考えられる。そこで本研究では、SiC 特性を考慮した炉心過渡解析、シビアアクシデント事象の安全解析を実施し、Zry とのプラント挙動の相違を評価した。

2. 過渡解析

BT（沸騰遷移）が発生する保守的な過渡事象である外部電源喪失による全 RIP トリップを対象に、SiC 被覆管を適用した場合の影響を評価した。解析は、SiC 物性値を適用した核熱水力過渡安全最適評価コードを用いた。図 1 に BOC 条件における被覆管内面温度の応答を示す。SiC と Zry の熱伝導度差により、SiC では初期温度が若干高いが、ヒートアップ挙動に顕著な違いは認められなかった。

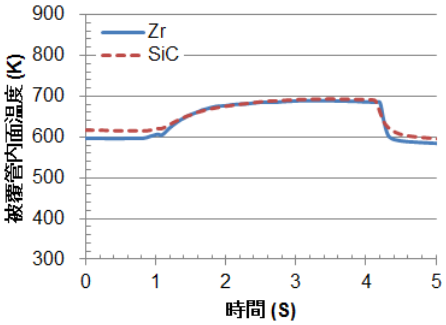


図 1.　過渡解析結果

3. 過酷事故解析

高圧炉心損傷事象である TQUX 事象を対象に、高温蒸気による SiC 酸化反応モデルを適用したシビアアクシデント解析を実施した。本コードでは、被覆管及びチャンネルボックスの材質を SiC、Zry から個別に選択できる。図 2 に燃料最高温度の応答を示す。Zry では、1400K より急激に温度上昇するのに対して、SiC の温度上昇は緩慢であった。被覆管もしくはチャンネルのいずれかに SiC を適用すれば Zry 炉心に比べ効果があることを期待できる可能性がある。

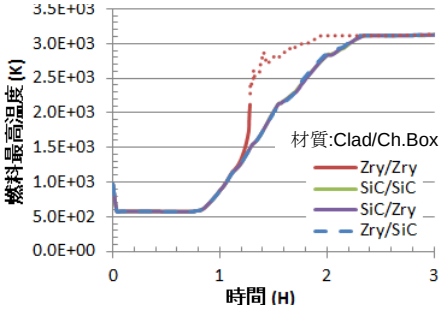


図 2.　安全解析結果

4. 結論

SiC の物性値及び酸化反応モデルを適用した安全解析より、プラント挙動を評価し、SiC が安全性向上に大きく寄与することを確認した。今後、SiC の高温条件での物性値及び酸化反応モデルの反応係数については不確定性が大きいため、更なる特性の詳細データを収集し、燃料設計の進展に応じて評価精度を向上させていく。

本研究は、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株式会社東芝が実施した平成 26 年度～平成 27 年度「安全性を追求した革新的炉心材料利用技術に関する研究開発」の成果である。

*Fumie Sebe[1], Rei Kimura[1], Yutaka Takeuchi[1], Kazuo Kakiuchi[1] and Kazunari Okonogi[1]
[1] TOSHIBA Corporation

Performance of Solid Electrolyte Oxygen Sensor with Solid Fe/Fe_3O_4 Reference Electrode for Liquid Lead-bismuth Eutectic

*Pribadi Mumpuni Adhi[1], Masatoshi Kondo[2] and Minoru Takahashi[2]
[1]Dept. Nucl. Eng. Tokyo Tech, [2]RLNR, Tokyo Tech

Experimental study on the performance of solid electrolyte oxygen sensor with solid Fe/Fe_3O_4 powder reference electrode has been performed in air and lead-bismuth eutectic (LBE) environment. The effect of air in the reference cell on the sensor performance was made clear. The oxygen sensor worked well in both air and LBE environments under oxygen saturation condition in the temperature of 550°C - 600°C.
Keywords: Solid electrolyte oxygen sensor, Iron, Magnetite, Lead-bismuth Eutectic

1. Introduction Some solid electrolyte type oxygen sensors have been developed for oxygen control in a liquid Pb-Bi coolant of fast reactor [1]. The sensor with solid type reference electrode has the following advantages compared to that with the gas type reference electrode [2]: the reliable output can be obtained by the sensor with the solid type reference without the continuous supplying of air to the reference cell; the air ingress to the coolant from a broken sensor can be avoided. The equilibrium condition in the reference cell that influences sensor output must be made clear. The purpose of the present study is to investigate the equilibrium condition in the reference cell of the sensor.

2. Experimental condition Magnesia-stabilized zirconia (MSZ) sensors were used. The reference compartments of the sensor were filled with Fe/Fe_3O_4 powder as shown in Fig. 1. The Fe and Fe_3O_4 powders were mixed in 1:1 molar ratio. The volume ratio of air space in the reference cell was chosen as a parameter to investigate the effect of residual air in the reference cell on the sensor performance. The experimental conditions were summarized in Table 1. The sensor performance in air and LBE was investigated. The LBE was under oxygen saturated condition made by the immersion of PbO particles at the temperature of 450°C - 600°C.

Table 1 Experimental conditions

No.	Ambient	Sensor No.	V_{air} in sensor compartment (mL)	O_2 in sensor compartment (mol)
1	Air	1	0.06	2.58×10^{-6}
2		2	0.38	1.54×10^{-5}
3		3	0.90	3.70×10^{-5}
4	LBE	1	0.02	1.00×10^{-6}

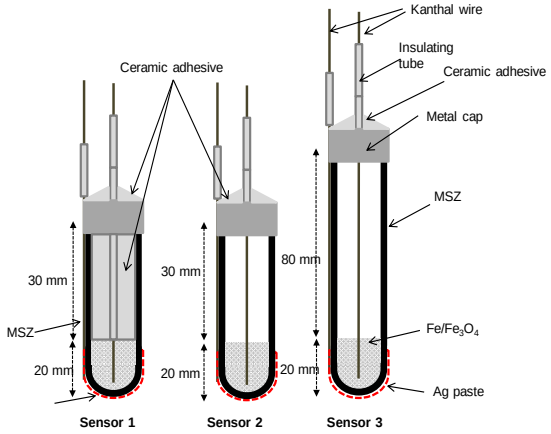


Fig. 1 Schematic figure of oxygen sensor

3. Results and Discussion Fig. 2 shows that the EMF output, or the oxygen potential in the reference cell, gradually changed from the potential of air to that of Fe_3O_4. After the reach to an equilibrium condition in the reference electrode, the EMF became constant, which agreed well with the theoretical one obtained by the Nernst equation. The test result indicated that the Fe powder in the reference cell was partially oxidized by air so that the oxygen partial pressure in the reference cell corresponded to Fe_3O_4 formation in the equilibrium condition of $3Fe+2O_2 \leftrightarrow Fe_3O_4$. Type 1 sensor showed faster initial EMF response than the other types of the sensor under the air environment, which means that the minimum space for the residual air in the reference cell contributed to earlier reach to the equilibrium condition than the other types of sensor. In the sensor test in LBE, the sensor showed the stable EMF output after the potential both in the reference electrode and working electrode reached the equilibrium condition. The oxygen potential in the Pb-Bi must be the potential for the formation of PbO. The sensor output agreed well with the theoretical one.

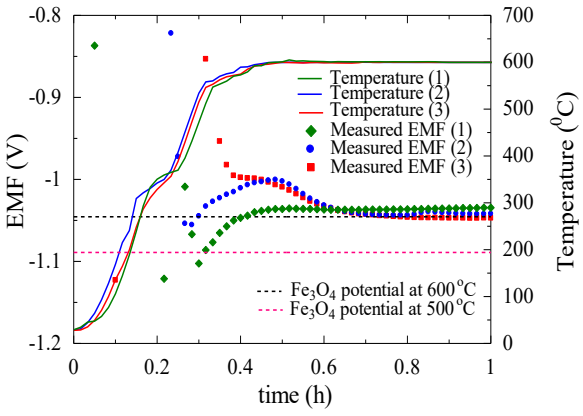


Fig. 2 Results of EMF in air

4.Conclusion The oxygen sensor with the solid type reference electrode performed well in the temperature of 550°C - 600°C and the residual air in the sensor compartment had an influence on the sensor performance. To have a reliable sensor the residual air in the sensor compartment should be minimalized.

References [1] C. Schroer, et al., J. Nucl. Mater. 415 (2011) 338–347.
[2] G. Manfredi, et al., Sensors Actuators B Chem. 214 (2015) 20–28.

液体鉛ビスマス合金中の金属不純物の拡散特性に関する分子動力学的研究

Molecular Dynamics Study of Metallic Impurity Diffusion in Liquid Lead-bismuth Eutectic (LBE)

*高　雲[1,2]，Guido RAOS[2]，Carlo CAVALLOTTI[2]，高橋　実[3]
[1]東工大原子核，[2]Politecnico di Milano，[3]東工大原子炉研

高温液体鉛ビスマスに溶解したニッケル，鉄等の金属不純物の拡散特性について，ポテンシャルモデルとして埋め込み原子法を応用した分子動力学解析を行った．この解析結果と過去に実施した実験結果と比較することにより，鉛ビスマス中の溶存金属不純物の拡散特性を理論的に明らかにした．

キーワード：鉛ビスマス，金属不純物，分子動力法，拡散係数，溶解

1.　緒言　鉛ビスマスと構造材料との溶解腐食に影響を及ぼす構造材料の構成成分である Ni，Fe，Cr 等が液体鉛ビスマス中に溶解する場合の拡散特性および拡散係数を明らかにするため，これまで拡散特性について実験的に研究してきた．本報告では，原子間のポテンシャルエネルギーとして埋め込み原子法（Embedding Atom Method, EAM[1,2]）を応用した分子動力学法を用いて，金属不純物である Fe および Ni の液体鉛ビスマス中における拡散を解析した結果を報告する．解析によって，金属不純物の拡散現象また拡散係数のみならず，高温液体鉛ビスマスの物理特性についても解析的に求めることができた．

2.　解析方法及び解析結果

2-1. ポテンシャルモデル　液体鉛ビスマス合金をモデル化するために，EAM を導入し，Pb, Bi, Ni および Fe の原子間の作用力を再現した．それに用いられた原子間ポテンシャルエネルギーの式は $E=\sum_{i=1}^{N}\left[F(\rho_i)+\frac{1}{2}\sum_{j\neq i}\Phi(r_{ij})\right]$ である．ここで，第一項の埋め込みエネルギーとペアポテンシャルエネルギーの和である．

2-2. 分子動力解析　オープンソースの古典的分子動力学法パッケージである LAMMPS[3] を用いて，カノニカルアンサンブル（NPT）とミクロカノニカルアンサンブル（NVT）モデル化した鉛ビスマスの密度，熱膨張率，粘性係数等について計算し，その結果を鉛ビスマスハンドブックの実験結果と比較し，モデルの妥当性について検討した．その後不純物である Fe，Ni を導入し，拡散の解析を行った．

2-3. 解析結果及び考察　一例として Ni の拡散係数の結果を Fig.1. に示す．白と赤のプロットはそれぞれ Ni 原子および凝集した Ni 粒子の解析結果を示し，黒のプロットは過去の実験結果である．実線は解析及び実験で得られた結果を直線近似したものであり，その近似式を同図に示す．点線は Stokes Einstein の計算式による結果である．実験で得られた拡散係数は Ni 原子の液体鉛ビスマス中における拡散係数より 1 桁小さいことから，実験で見られた Ni の拡散は原子レベルの拡散ではなく，粒子レベルの拡散であることがわかった．Stokes Einstein の計算式により，実験中の Ni 粒子の粒径を求め，その粒径を用いて，液体鉛ビスマス中の粒子の拡散解析を行った．その結果，解析による Ni の拡散係数と実験で得られたものとが良く一致することがわかった．また，解析で求めた Ni と Pb または Bi との原子対相関関数から，Bi 原子は Ni 原子との親和性が Pb より高いことがわかった．

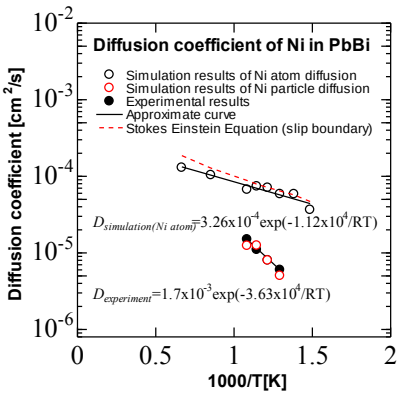


Fig.1. Simulation results of diffusion coefficient of Ni in liquid LBE compared to the experimental result

3.　結論　EAM を用いた分子動力学法解析によって，鉛ビスマス中における金属不純物の拡散係数を求めることができ，原子レベルで拡散現象について評価することができた．Ni 粒子の拡散係数の解析結果と実験結果が良く一致し，Ni 原子の拡散係数の実験値より一桁小さいことがわかった．また，原子対相関関数から，Bi 原子は Ni 原子との親和性が Pb 原子より高いことがわかった．

参考文献

[1] M.S.Daw and M. I. Baskes, phys. Rev. B 29, 6443(1984)　[2] S. M. Foiles, Phys. Rev. B 37, 6121 (1988)
[3] http://lammps.sandia.gov/　[4] Y. Gao, Takahashi M., Nomura M., Mech. Eng. J, Vol. 2, No. 6 (2015)

*Yun Gao[1,2], Guido Raos[2], Carlo Cavallotti[2] and Minoru Takahashi[3]
[1]Dept. Nucl Eng., Tokyo Tech., [2]Politecnico di Milano, [3]RLNR Tokyo Tech.

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

[1H09-13] SiC-2

Chair: Akira Hasegawa (Tohoku Univ.)
Sat. Mar 26, 2016 2:45 PM - 4:05 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

[1H09] Current status of SiC/SiC Fuel Cladding/Assembly Research by NITE method (Project SCARLET)

＊HIROTATSU KISHIMOTO[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[1], Akira Kohyama[1] （1.Muroran Institute of Technology）

2:45 PM - 3:00 PM

[1H10] Recent Accomplishment of “INSPIRE” Project for R&D of SiC/SiC Fuel Cladding by NITE Method

＊Joon-Soo Park[1], Hirotatsu Kishimoto[2], Naofumi Nakazato[2], Akira Kohyama[1] （1.OASIS,MuroranIT, 2.MuroranIT）

3:00 PM - 3:15 PM

[1H11] Corrosion Behavior of NITE-SiC/SiC Fuel Cladding under High Temperature/Pressurized Water

＊Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[1], Masato Honma[1], Eri Yanagiya[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Masahiro Saitoh[2], Tatsuo Shikama[2], Akira Kohyama[1] （1.Muroran Institute of Technology, 2.Hachinohe Institute of Technology）

3:15 PM - 3:30 PM

[1H12] Effect of size and notch shape in the tensile test on NITE-SiC/SiC cladding tube

＊Juhyeon Yu[1], Hirotatsu Kishimoto[2,1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[2], Akira Kohyama[2] （1.Muroran Institute of Technology, 2.OASIS, Muroran Institute of Technology）

3:30 PM - 3:45 PM

[1H13] Radiation damage analysis of high purity SiC by TEM

＊Mohd Idzat Idris[1], Toyohiko Yano[1], Katsumi Yoshida[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

3:45 PM - 4:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

NITE 法による SiC/SiC 燃料被覆管等の製造基盤技術に関する研究開発 (SCARLET 計画)の現状

Current Status of “SCARLET” Project for R&D on Fabrication Technology of SiC/SiC Fuel Cladding by NITE Method

*岸本　弘立[1]、中里　直史[1]、朴　峻秀[2]、香山　晃[2]
[1]室蘭工業大学 もの創造系領域, [2]室蘭工業大学 OASIS

原子炉の安全性向上のため室蘭工業大学では文部科学省の原子力システム研究開発事業(SCARLET 計画)において SiC/SiC 燃料被覆管の研究開発を行っている。本発表では製造基板技術の進展状況とハルデン炉における中性子照射実験を中心に研究開発の現状について報告する。

キーワード：燃料被覆管、DEMO-NITE 法、SiC/SiC 複合材料、中性子照射

1. 緒言

室蘭工業大学では文部科学省の原子力システム研究開発事業として平成 24 年度より「高度の安全性を有する炉心用シリコンカーバイト燃料被覆管等の製造基盤技術に関する研究開発（SCARLET 計画）」を進行中である。本計画は現行の軽水炉への高度な安全性付与の方法として、SiC/SiC 燃料被覆管製造およびセラミック燃料ピン製造の実用化へ向けた基盤技術の確立を目指している。

2. SCARLET 計画の現状

本計画では長尺化・量産化に向け、予備成形体の自動巻き取り可能な技術として SiC 繊維束に SiC マトリックス前駆体を含浸させたプリコンポジットリボンを中間素材とした DEMO-NITE 法による SiC/SiC 被覆管の製造を行っている。平成 27 年度には、高い気密性（ヘリウムリーク量：$1x10^{-11}$ Pa・m^3/s 以下）を有する外径 12mm、肉厚 1mm、長さ 100mm 程度の SiC/SiC 被覆管を数十本作製し、オープンエンドバースト試験、大気中及び水蒸気中での高温酸化試験、Na 浸漬試験などの各種試験において SiC/SiC 被覆管の高い安全性能を確認している。併せてセル内熱伝導率測定予備試験や AE 法による破損信号解析技術など評価技術構築も進めている。中性子照射影響については BR2 炉での照射済み板材試験片の解析を進め、ハルデン炉での燃料被覆管の PWR 条件下での照射影響評価を行っている。特にハルデン炉では昨年度のジルカロイ管接続 SiC/SiC 被覆管に続き、SiC/SiC 製端栓を用いた all SiC/SiC 製被覆管の PWR 条件下での中性子照射試験を実行し、その健全性の維持を確認している。

3. 今後の展望

平成 26 年度までの所期の目標を達成し、平成 27 年度の計画を計画通り実施中である。特に①原子炉内に装荷可能な気密性を有する SiC/SiC 被覆管の作製を実証したこと、②ハルデン原子炉にて端栓を封止した SiC/SiC 被覆管セグメントの炉内照射を開始できたことは世界初の特筆すべき成果である。次年度の見通しとしては、SiC/SiC 被覆管の長尺化を推進し、長さ 500mm 程度の SiC/SiC 被覆管の作製を目標としている。引き続き耐環境特性等の評価試験を実施し、特にハルデン原子炉照射の継続と照射後試験の準備に努める。

* Hirotatsu Kishimoto[1], Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo PARK[2], Akira Kohyama[2]

[1]College of Design and Manufacturing Technology, Muroran Institute of Technology, [2]OASIS, Muroran Institute of Technology

NITE 法による SiC/SiC 燃料被覆管の適用技術開発計画(INSPIRE 計画)の最近の成果

A Recent Accomplishment of "INSPIRE" Project for R&D of SiC/SiC Fuel Cladding by NITE Method

*朴　峻秀[1], 岸本　弘立[1], 中里　直史[1], 香山　晃[1]

[1]室蘭工業大学 OASIS

室蘭工業大学 OASIS では軽水炉の安全性向上を目指した事業である INSPIRE 計画を実施している。端栓技術による燃料ピン模擬体制作技術まで完成させた。燃料を封入しない模擬体（照射セグメント）での照射をハルデン原子炉で平成 28 年 1 月より開始しており、その結果について報告する。

キーワード：事故耐性燃料、SiC/SiC 複合材料、NITE 法、原子炉照射試験

1. 緒言

福島第一原発の事故以降、SiC/SiC 複合材料を始めとする高い安全裕度を有する素材を用いた事故耐性燃料(ATF)の開発が世界中で活発に進められている。INSPIRE 計画（Innovative SiC Fuel-Pin Research）「革新的安全性向上を実現させるセラミック複合材料の燃料集合体への適用技術開発」では、NITE 法による SiC/SiC 燃料被覆管の両端にジルカロイ管を接合し、ジルカロイ端栓を用いて燃料ペレットを封入する技術を開発し、原子炉での照射を実行できる段階まで完成させた。この燃料入り燃料ピン模擬体のハルデン炉（HBWR）での中性子照射は計画期間の短縮により延期されたが、燃料を封入しない模擬体（照射セグメント）での照射が平成 28 年 1 月より開始された。この試験結果も含め INSPIRE 計画の最近の成果を報告する。

2. SiC/SiC 燃料被覆管開発の概要

室蘭工業大学 OASIS においては Original-NITE 法を改良し乾式中間素材を取り入れ、品質および製造性の向上を図った DEMO-NITE 法を用いて SiC/SiC 複合材料を制作しており、同技術により HWBR の炉内装荷基準を満たす 10^{-8} Pa・m³/s の耐ヘリウムリーク特性を有する SiC/SiC チューブの制作を完了している。

核燃料装荷での中性子照射試験のために、燃料ピンの両端にジルカロイ端栓の接合が求められた事から、異種材料接合技術によりジルカロイチューブを接合させた SiC/SiC 燃料ピンを制作し、SiC/SiC チューブと同様の優れた耐ヘリウムリーク特性を有している事を確認した。なお、将来の全 SiC/SiC 複合材料製燃料ピンの開発を目的とし、同種接合技術を適用し、SiC/SiC 複合材料製端栓を有する SiC/SiC 模擬燃料ピンを作製した。図 1 に本 INSPIRE の計画で作製された模擬燃料装荷した SiC/SiC 燃料ピンのスケールモデルを示す。

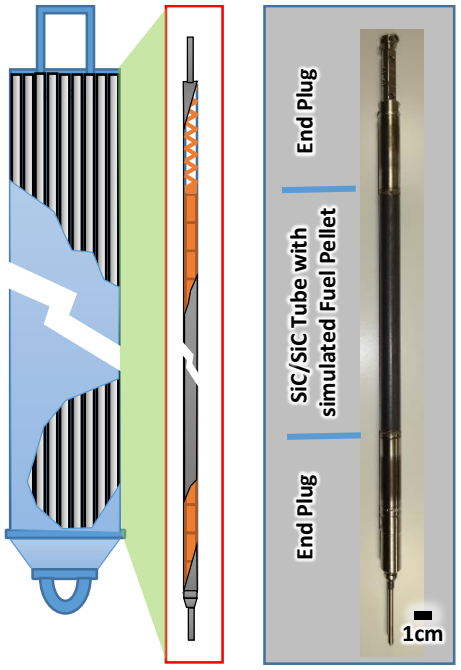


図 1.　INSPIRE 計画により制作された模擬燃料装荷 SiC/SiC 燃料ピンのスケールモデル

3. HBWR 照射試験の概要

INSPIRE 計画の期間短縮に伴い、当初計画していた燃料装荷状態での中性子照射試験計画を変更し、燃料を封入しない模擬体（照射セグメント）および端栓技術開発用の接合チューブの照射を 2016 年 1 月から HBWR で開始した。照射リグ内にはジルカロイ端栓を付けた SiC/SiC 燃料ピン、全 SiC/SiC 複合材料製燃料ピンおよびクーポン試験片が BWR 条件（温度：280-286℃、圧力：70 bar）の流動・沸騰状態の冷却水に直接に接する構造で設置されている。照射期間は HBWR での 1 サイクル（全出力運転 30～50 日）であり、ループ内の水化学条件は酸素を含まない溶存水素 2ppm±10%である。現在、世界初となる BWR 条件での SiC/SiC 燃料ピン中性子照射試験が順調に行われており、照射リグ内の水質変化を含むデータが取得されている。照射後評価結果を含めて当日報告する。

*Joon-Soo Park[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Naofumi Nakazato[1] and Akira Kohtyama[1]

[1]OASIS, Muroran Institute of Technology

NITE-SiC/SiC 被覆管の高温高圧水環境下における腐食挙動

Corrosion Behavior of NITE-SiC/SiC Fuel Cladding under High Temperature/Pressurized Water

*中里 直史[1]，朴 峻秀[1]，本間 将人[1]，柳谷 絵里[1]，
岸本 弘立[1]，齋藤 正博[2]，四竈 樹男[2]，香山 晃[1]
[1]室蘭工業大学，[2]八戸工業大学

室蘭工業大学では SiC/SiC 燃料被覆管による軽水炉の安全性を向上させる基礎基盤技術の確立を目指し、経済産業省の INSPIRE 計画を実施している。本発表では八戸工業大学と共同で実施中の NITE-SiC/SiC 被覆管の非照射環境下における高温高圧水中の腐食試験結果について報告する。

キーワード：燃料被覆管，SiC/SiC 複合材料，NITE 法，腐食挙動，水化学挙動

1. 緒言

室蘭工業大学では SiC/SiC 燃料被覆管による軽水炉の安全性を向上させる基礎基盤技術の確立を目指し、経済産業省の INSPIRE 計画を実施している。INSPIRE 計画では平成 28 年 1 月からハルデン原子炉（HBWR）を用いた BWR 水環境下における炉水内・中性子照射試験を行い、原子炉使用環境下における SiC/SiC 被覆管の腐食挙動及び水化学評価を行う。照射試験と平行して、室蘭工業大学では BWR 水環境が模擬可能な高温高圧水環境下材料試験装置を八戸工業大学より移設し、SiC/SiC 被覆管の高温高圧水中での腐食挙動評価を開始している。本研究はこれら試験の総合的な評価から、SiC/SiC 複合材料の中性子照射下における腐食挙動を明らかにすることを目的としている。本発表では非照射環境下での NITE-SiC/SiC 被覆管の高温高圧水における腐食試験結果について報告する。

2. 実験方法

非照射下における高温高圧水中の腐食試験の供試材は、外径 12 mm/内径 10mm 長さ 200 mm の NITE 法により作製した SiC/SiC 被覆管である。腐食試験は八戸工業大学の有する高温高圧水環境下材料試験を用い、温度：288℃、圧力：8.8 MPa、流量：15 L/h、試験時間：39 h にて実施した。本試験終了後、本装置を八戸工業大学から室蘭工業大学へ移設した。試験後の評価として、重量測定、SEM による微細組織観察、ICP 発光分析による試験中にサンプリングした試験水の水化学評価を行った。

3. 結果

2015 年 12 月末、室蘭工業大学 OASIS に設置した高温高圧水環境下材料試験装置の外観を図 1 に示す。本装置は金属材料試験用として設計・作製されたが、室蘭工業大学にてセラミックス系複合材料へも適用できるよう装置の改造を進めており、将来的には荷重負荷下での腐食試験も可能にする計画である。NITE-SiC/SiC 被覆管の短時間（39 h）の予備的な浸漬試験では、試験後の外観観察において明確な腐食層や試験によるクラックの形成等は観察されず、被覆管形状の維持も認められた。現在はハルデン原子炉における炉水内・中性子照射試験と同様の試験時間を目標とした長時間の試験を実施中である。長時間の腐食試験結果及び、試験途中でサンプリングした試験水の水化学評価結果については発表にて報告する。

図 1　高温高圧水環境下材料試験装置外観

*Naofumi Nakazato[1], Joon-Soo Park[1], Masato Honma[1], Eri Yanagiya[1], Hirotatsu Kishimoto[1], Masahiro Saitoh[2], Tatsuo Shikama[2] and Akira Kohyama[1]
[1]Muroran Institute of Technology, [2]Hachinohe Institute of Technology

NITE-SiC/SiC 被覆管の引張試験におけるサイズ及びノッチ形状の影響

Effect of the notch shape and specimens size in NITE-SiC / SiC nuclear fuel cladding tube

*兪 周炫[1]，岸本 弘立[1,2]，中里 直史[1]，朴 峻秀[2]，香山 晃[2]

[1]室蘭工業大学，[2]室蘭工業大学 OASIS

管材のフープ強度に関しては円管引張試験、オープンエンドバースト試験による評価が試されているが、SiC 繊維による繊維強化構造を有する SiC/SiC 被覆管の試験片のサイズの効果は明らかでなく、検討が必要である。本研究では円管引張試験における試験片のサイズ効果及び試験片形状の影響について議論する。

キーワード： SiC/SiC 複合材料、燃料被覆管、円管引張試験、サイズ効果

1. 緒言

SiC/SiC 複合材料は耐熱性や耐照射特性に優れ、原子炉安全性の飛躍的向上を可能にする材料として期待されている。複雑な SiC 繊維の強化構造を有する SiC/SiC 複合材料被覆管の強度特性評価手法として円管引張試験を用いた特性評価を進めているが、本研究では SiC/SiC 燃料被覆管の円管引張試験における、異なる円管試験片サイズとノッチ形状の影響を評価した。

2. 実験方法

供試材として高結晶性 SiC 繊維（Cef-NITETM、GUNZE LIMITED）と SiC ナノパウダーをマトリックス原料として HIP 法で成形された NITE-SiC/SiC 管を用いた。NITE-SiC/SiC 管の外径 12mm、内径 10mm、肉厚 1mm であり、長さは 5mm、10mm、17mm の円管を試験片として試験片サイズの影響評価を行った。円管引張試験においては応力集中部を形成するノッチ形状の効果を調べる為に、ノッチなしの試験片、ノッチの形状が三角形、円形、バー形の合計 4 種類を用意した。円管引張試験によって応力-変位曲線を取得するとともに、SEM およびにビデオマイクロスコープを用いた破面観察を行い、円管引張試験における破壊メカニズムの解析を行った。(ひずみゲージの取り付け位置)

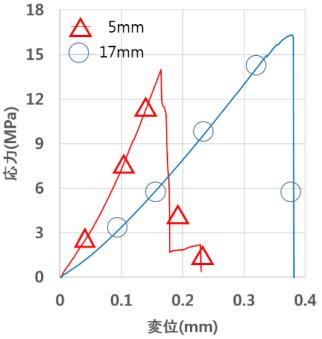


図 15mm と 17mm の試験片の応力-変位曲線。

3. 結果・考察

図 1 は 5mm の試験片と 17mm の試験片の応力-変位曲線である。5mm の試験片の最大強度は 14MPa 程度で 17mm の試験片は 16MPa 程度である。傾きが異なることから治具の長さが影響を及ぼしていることが認められる。試験片に取りつけられた歪みゲージから試験形状によってノッチ近傍のひずみが引張であったり圧縮であったりして正確な強度評価が達成されたとは言い難く、キー形状と試験片形状の相関を検討する必要がある。図 2 はノッチの形状別の応力-変位曲線である。バー形から三角形、円形、ノッチが無い試験片の順番で強度が高くなる傾向が確認できる。詳細に関して、当日報告する。

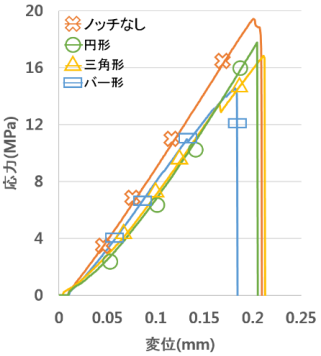


図 2　各ノッチ形状別の応力-変位曲線。

*Yu Juhyeon[1], Kishimoto Hirotatsu[1,2], Nakazato Naofumi[1], Park Joon-Soo[2], Kohyama Akira[2]

[1]Muroran Institute of Technology, [2]OASIS, Muroran Institute of Technology

Radiation damage analysis of high purity SiC by TEM

*Mohd Idzat Idris[1], Katsumi Yoshida[2] and Toyohiko Yano[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

Abstract
SiC is a well-known material that has been used in nuclear application due to its excellent mechanical and chemical properties. Exposure to neutron irradiation will degrade the properties through displacement or transmutation effects. Thus, radiation damage microsturctures in SiC need to be determined by TEM.

Keywords: Silicon carbide, Radiation damage, TEM

1. Introduction

Numerous study showed that SiC was swelled significantly at low irradiation temperatures with neutron fluence up to $1x10^{24}$ n/m^2. However, as the irradiation temperatures increase, the swelling decrease due to recovery behavior. Previous study showed that high purity SiC was swelling approximately 1.2 % after exposed to neutron irradiation up to $2.0\text{-}2.4x10^{24}$ n/m^2 at 60-90 ^{o}C. The swelling was expected occur due to point defects instead of loops because of low neutron fluence. Therefore, in this study clarification on type of defects in high purity SiC which exposed to low neutron dose is essential. Other study showed that the similar type of SiC also was completely recovered by post-irradiation annealing up to 1673 K.

2. Experimental

High purity SiC (PureBeta-SiC) was neutron irradiated up to $2.0\text{-}2.4x10^{24}$ n/m^2 at 60-90 ^{o}C. In order to understand the recovery behavior, this specimen was annealed up to 1673 K by heating step with 50 K increment for 6 h. Those specimen were sliced to 300 um and polished to 100 um. Thin foils were prepared by standard dimpling and ion milling techniques. The transmission electron microscope used in the present study was Hitachi H-9000 instrument with accelerating voltage 300kV.

3. Results

Due to low neutron fluence, it is expected that there is no loops will be observed. Thus, the swelling was mainly attributed by interstitial atoms and vacancies. In the case of annealed SiC, where the recovery behavior was completely occurred, formation of loops is anticipated emerged from point defects.

3. Conclusion

Neutron irradiated PureBeta-SiC was swelled mostly due to the point defects and the recovery behavior after post-irradiation annealing is mainly occurred by recombination of interstitial atoms and vacancies.

References

[1] M.I. Idris, H. Konishi, M. Imai, K. Yoshida and T. Yano, Energy Procedia. 71 (2015) 328-336
[2] M.I. Idris, S. Yamazaki, K. Yoshida, T. Yano, J. Nucl. Mater. 465 (2015) 814-819

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

[1H14-21] ODS Structure materials Ni alloys

Chair: Naoyuki Hashimoto (Hokkaido Univ.)
Sat. Mar 26, 2016 4:05 PM - 6:15 PM Room H (Lecture Rooms B B204)

[1H14] R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

＊Yasuhide Yano[1], Shoich Kato[1], Satoshi Ohtsuka[1], Toshihiko Inoue[1], Takashi Tanno[1], Hiroshi Oka[1], Tomohiro Furukawa[1], Takeji Kaito[1], Shigeharu Ukai[2], Akihiko Kimura[3] （1.JAEA, 2.Hokkaido Univ., 3.Kyoto Univ.）

4:05 PM - 4:20 PM

[1H15] R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

＊Naoko OONO[1], Ken Nakamura[1], Shigeharu Ukai[1], Takeji Kaito[2], Tadahiko Torimaru[3], Akihiko Kimura[4], Shigenari Hayashi[5] （1.Hokkaido Univ., 2.JAEA, 3.NFD, 4.Kyoto Univ., 5.Tokyo Tech.）

4:20 PM - 4:35 PM

[1H16] R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

＊Akihiko Kimura[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Wentuo Han[1], Naoko Oono[2], Shigeharu Ukai[2], Takeji Kaito[3], Tadahiko Torimaru[4], Shigenari Hayashi[5] （1.Kyoto University, 2.Hokkaido University, 3.JAEA, 4.NFD, 5.Institute of Tokyo Technology）

4:35 PM - 4:50 PM

[1H17] R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

＊Kiyohiro Yabuuchi[1], Wentuo Han[1], Akihiko Kimura[1], Takeji Kaito[3], Tadahiko Torimaru[4], Shigenari Hayashi[5], Naoko Oono[2], Shigeharu Ukai[2] （1.IAE, Kyoto Univ., 2.Hokkaido Univ., 3.JAEA, 4.NFD, 5.Institute of Tokyo Univ.）

4:50 PM - 5:05 PM

[1H19] R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

＊Bikas Maji[1], Shigeharu Ukai[1], Naoko Oono[1], Takeji Kaito[2], Tadahiko Torimaru[3], Akihiko Kimura[4], Shigenari Hayashi[5] （1.Hokkaido University, 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., 4.Kyoto University, 5.Tokyo Institute of Technology）

5:05 PM - 5:20 PM

[1H18] R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

＊Kan Sakamoto[1], Tadahiko Torimaru[1], Shigeharu Ukai[2], Naoko Oono[2], Takeji Kaito[3], Akihiko Kimura[4], Shigenari Hayashi[5] （1.NFD, 2.Hokkaido Univ., 3.JAEA, 4.Kyoto Univ., 5.Tokyo Institute of Technology ）

5:20 PM - 5:35 PM

[1H20] Effects of heating on the strengths and microstructures of reactor structural materials during severe accident

Yuuto Aoki[1], Keita Yoshinaga[1], ＊Shiro Jitsukawa[1] （1.NIT Fukushima College）

5:35 PM - 5:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

[1H21] Grain Boundary Cavity Formation at Crack Tip of PWSCC of Alloy 690

＊Takumi Terachi[1], Tomoki Miyamoto[1], Takuyo Yamada[1], Nobuo Totsuka[1], Koji Arioka[1]
（1.Institute of Nuclear Safety System, Incorporated）

5:50 PM - 6:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

事故時燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼被覆管の研究開発(2)
(1) 事故時破損限界評価

R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

(1) Evaluation of failure limit correlation under an accident condition

*矢野康英[1], 加藤章一[1], 大塚智史[1], 井上利彦[1], 丹野敬嗣[1], 岡弘[1], 古川智弘[1], 皆藤威二[1], 木村晃彦[2], 鳥丸忠彦[3], 林重成[4], 鵜飼重治[5]

[1]原子力機構, [2]京都大学, [3]日本核燃料開発株式会社, [4]東京工業大学, [5]北海道大学

事故時高温条件における ODS フェライト鋼燃料被覆管の破損限界評価は、高速炉及び軽水炉の安全性を確保する上で極めて重要である。

キーワード：ODS 鋼被覆管, Al 含有高 Cr-ODS 鋼被覆管, リング引張特性, クリープ特性

1. 緒言

事故時高温条件に高温条件における ODS フェライト鋼燃料被覆管の破損限界評価は、高速炉及び軽水炉の安全性を確保する上で極めて重要な項目である。そのため、本公募で作製した Al 含有高 Cr-ODS 鋼被覆管及び既存の高速炉用 ODS 鋼について、超高温におけるリング引張及びクリープ特性データ等を取得し、事故時温度における被覆管の特性を評価した。

2. 試験方法

供試材には、既存の 9Cr-ODS 鋼に加えて、新たに製管した再結晶組織を有する Al 含有高 Cr-ODS 鋼被覆管を用いた。9Cr-ODS 鋼の超高温リング引張試験は、1000, 1250, 1300℃で実施し、Al 含有高 Cr-ODS 鋼は 1000℃でのみ実施した。

3. 試験結果及び考察

図 1 に 1000℃で実施した 9Cr-ODS 鋼と Al 含有高 Cr-ODS 鋼被覆管のリング引張強度の結果を示す。1000℃における引張強度は、9Cr-ODS 鋼の方が優れる傾向にあった。Al 含有高 Cr-ODS 鋼を比較すると Zr を添加した ODS 鋼の引張強度が優れていた。これは、Zr を添加することにより、分散粒子がより微細に分散することによると考えられる。また、1200℃まで優れた高温強度を維持していた 9Cr-ODS 鋼もそれ以上の温度では急激に強度低下が生じ、1300℃ではほぼ強度がゼロになることが分かった。この強度低下は、応力促進等により分散粒子の凝集・粗大化等が生じナノ組織構造(分散強化機構)を維持できなくなることに起因すると推察される。なお、当日の講演では、700℃と 1000℃の試験温度で実施している既存 ODS 鋼および Al 含有高 Cr-ODS 鋼のクリープ試験結果及び被覆管破損寿命予測式策定のための各種強度試験データの解析結果についても報告する。

本研究の一部は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立大学法人北海道大学が実施した平成 25～27 年度「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」の成果である。

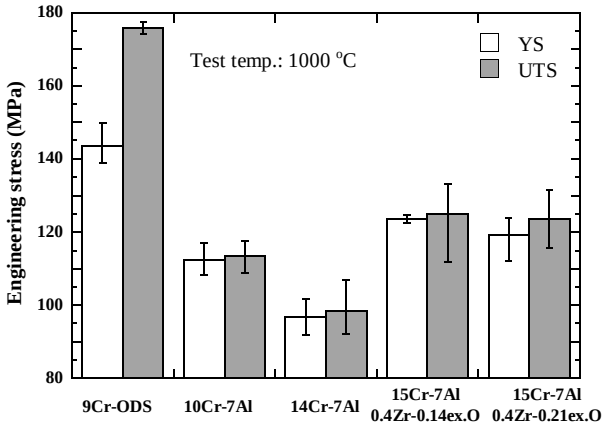


図 1. 1000℃における引張強度の比較

*Y. Yano[1], S. Kato[1], S. Ohtsuka[1], T. Inoue[1], T. Tanno[1], H. Oka[1], T. Furukawa[1], T. Kaito[1], A. Kimura[2], T. Torimaru[3], S. Hayashi[4], and S. Ukai[5]: [1]JAEA, [2]Kyoto Univ., [3]NFD, [4]Tokyo Tech, [5]Hokkaido Univ.

事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発(2)
(2) 高温加熱時の微細組織解析

R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

(2) Analysis of microstructure at high temperature

*大野 直子[1]，中村 顕[1]，鵜飼 重治[1]，皆藤 威二[2]，鳥丸 忠彦[3]，木村 晃彦[4]，林 重成[5]
[1]北海道大学，[2]原子力機構，[3]日本核燃料開発，[4]京都大学，[5]東京工業大学

開発を行っている ODS フェライト−マルテンサイト鋼被覆管の過酷事故時の微細組織変化を予測する目的で、被覆管高温保持時の安定性を高温 TEM 観察から評価した。1000℃以上の高温において、11Cr−ODS 鋼の $\alpha-\gamma$ 変態は non−ODS 鋼のものよりも緩やかに進行した。

キーワード：ODS 鋼、燃料被覆管、高温、微細組織

1. 緒言

原子炉事故時において、燃料被覆管は 1000°C 以上の高温に保持される。このとき被覆管内部では転位回復、$\alpha-\gamma$ 変態等の組織変化を経験することが予測される。微細組織の変化は被覆管の強度及び寸法変化の原因となるため、それら変化がどの程度の時間をかけて起きるかを把握することは重要である。本研究では、高速炉用 11Cr-ODS 鋼被覆管について、高温に加熱した際の微細組織変化の速さを、非 ODS 鋼の場合と比較して評価した。

2. 実験

供試材は 11Cr-ODS 鋼(Fe-11Cr-0.4Ni-0.13C-1.3W-0.3Ti-0.35Y_2O_3, 単位は wt. %)、 比較材として非 ODS の 11Cr 鋼(PNC-FMS: Fe-11Cr-0.4Ni-0.12C-0.05N-0.05Si-2W-0.05Nb-0.5Mo-0.2V, 単位は wt. %)とした。これらの A_{c1} 点はいずれも 830℃付近に存在する。実験にはフェライト組織(炉冷)及びフェライト-マルテンサイト組織(焼きならし→焼き戻し→空冷)を準備した。これら試料から、収束イオンビームを用いて TEM 観察用薄膜を作製した。作製した薄膜を TEM 鏡筒内で 1000℃まで加熱し、組織変化を観察した。

3. 結果・考察

図 1 に 850℃→900℃への温度上昇時における材料の組織変化を示す。PNC-FMS については、850℃への昇温 3 分以内で炭化物が消失し、その後の 900℃への温度上昇に伴って素早い界面移動が観察された。11Cr-ODS 鋼においては 900℃まで昇温をしても界面の移動は殆ど観察されず、一部の結晶粒界が 10 分以上の時間をかけて緩やかに移動する様子が見られた。酸化物粒子の存在は $\alpha-\gamma$ の界面移動を著しく抑制する方向に働いていると言える。

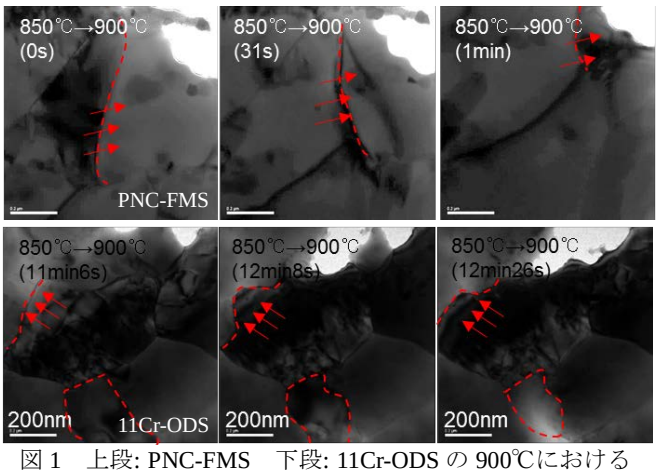


図 1　上段: PNC-FMS　下段: 11Cr-ODS の 900℃における微細組織の時間変化

※本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業による委託業務「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」(平成 25-27 年度)の成果である。

事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発(2) (3) 熱時効によるα/α′ 相分離挙動

R&D of Fuel Cladding of ODS Ferritic Steel for Maintaining Fuel Integrity at Accidental High Temperature Condition (2)

(3) α/α′ Phase Decomposition under Thermal Aging

*木村 晃彦[1]、藪内 聖皓[1]、韓 文妥[1]、鵜飼 重治[2]、皆藤 威二[3]、鳥丸 忠彦[4]、林 重成[5]
[1]京都大学、[2]北海道大学、[3]原子力機構、[4]NFD、[5]東京工業大学

(12,15,18 wt%)Cr-(0,5,7,9 wt%)Al-ODS 鋼の 475℃熱時効に伴う強度特性（引張、硬さ）変化を調べた。12Cr-ODS 鋼においては、Al 添加量の増大に伴い 5000 時間までの熱時効硬化率（ΔHV/HV0）が増大した。一方、18Cr-ODS 鋼においては Al 添加量の増大により熱時効硬化率が減少した。15Cr-ODS 鋼では複雑な Al 添加量依存性を示した。同程度の Cr 量でも、ODS 鋼は SUS430 鋼に比べ、熱時効脆化感受性が低い。

キーワード：燃料被覆管、酸化物分散強化鋼、相分離

1. 緒言

燃料被覆管の高温水や高温水蒸気中における耐食性および耐酸化性の向上は、事故時の冷却水との反応速度を低下させ、水素発生を抑制するため、耐食性に優れた鉄基の燃料被覆管材料として、高 Cr-高 Al の ODS 鋼が提案されている。一方、一般に高 Cr 化は熱時効脆化が従来からの課題であり、高 Al 化の影響が懸念されている。本研究では、(12,15,18 wt%)Cr-(0,5,7,9 wt%)Al-ODS 鋼の熱時効に伴う強度特性（引張、硬さ）変化を調べ、Fe (α)/Cr (α′)相分離挙動に及ぼす Al 添加の影響を明らかにすることを目的とする。

2. 実験方法

Cr および Al の濃度を変化させた 20 種類の ODS 鋼の受け入れ材から硬さ試験片（5x7x2mm^3）、引張試験片（JSS3 型：平行部 1.2x5x0.5mm^3）を作製し、試料表面に機械研磨（エメリー紙、＃500～2000 番）を施した。熱時効は、温度を 300℃、475℃および 700℃とし、試験片を真空（1x10^{-3}Pa）封入し、最長 1 万時間まで実施した。ビッカース硬さ試験を室温、負荷荷重 200g で実施した。引張試験は室温で行い、ひずみ速度を 6.7x10^{-4}s^{-1}とした。

3. 結果

図 1 に各種 ODS 鋼、SUS430（16Cr-5Al）鋼および 15Cr-4Al-二元系合金を 475℃にて 5000 時間まで熱時効したときの降伏応力の変化（ΔYS=YS$_a$-YS$_0$）と伸びの変化（Δε=ε$_a$-ε$_0$）の関係を示す。SUS430 鋼および 2 元系合金に比べ、ODS 鋼においては同じ硬化量でも伸びの減少が極めて小さく、時効脆化（引張伸びの減少）感受性の小さいことが判明した。TEM 観察の結果、酸化物粒子の表面に Cr が濃化していることが確認された。酸化物粒子による相分離の抑制機構および熱時効に及ぼす Cr 量および Al 量の影響について報告する。

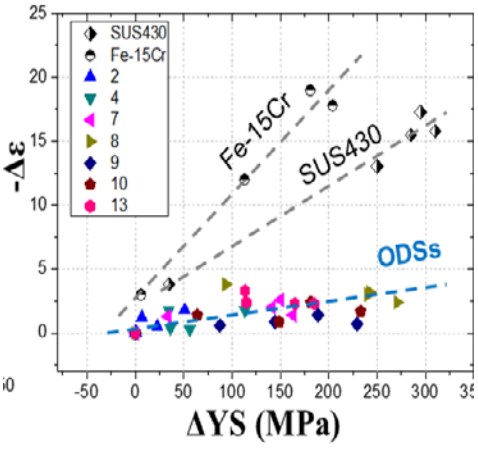


図 1:時効硬化と伸びの変化の関係

本研究の一部は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立大学法人北海道大学が実施した平成 25～26 年度「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」の成果である。

*Akihiko Kimura[1], Kiyohiro Yabuuchi[1], Wentuo Han[1], Shigeharu Ukai[2], Takeji Kaito[3], Tadahiko Torimaru[4] and Shigenari Hayashi[5]
[1]Kyoto Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]Japan Atomic Energy Agency, [4]Nuclear Fuel Development, [5]Tokyo Institute Technology

事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発(2) (4) イオン照射影響評価

R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

(4) Evaluation of Ion Irradiation Effect

*藪内 聖皓[1]、木村 晃彦[1]、韓 文妥[1]、鵜飼 重治[2]、皆藤 威二[3]、鳥丸 忠彦[4]、林 重成[5]

[1]京都大学、[2]北海道大学、[3]原子力機構、[4]NFD、[5]東京工業大学

(12,15,18 wt%)Cr-(0,5,7,9 wt%)Al-ODS 鋼の照射硬化挙動および照射下微細組織発達について、イオン加速器を用いた照射実験を通して明らかにすることを目的としている。300℃もしくは 475℃で 10 dpa まで Fe イオンを照射した試験片について硬さ測定及び微細組織観察を行った結果について報告する。

キーワード：燃料被覆管、酸化物分散強化鋼、照射影響

1. 緒言

燃料被覆管の高温水や高温水蒸気中における耐食性の向上は、事故時の冷却水との反応速度を低下させ、水素発生を抑制する。そのため、耐食性に優れた鉄基の燃料被覆管材料として、高 Cr-高 Al の ODS 鋼が提案されている。一方、一般に高 Cr 化は熱時効脆化が従来からの課題であり、高 Al 化に伴い、さらに靭性が劣化することが懸念されている。さらに、照射によって脆化が促進される事も懸念される。本研究では、(12,15,18 wt%)Cr-(0,5,7,9 wt%)Al-ODS 鋼の照射下組織発達について、イオン加速器を使用した照射実験を通して明らかにすることを目的としている。

2. 実験方法

Cr および Al の濃度を変化させた ODS 鋼（ODS17: 15Cr-7Al, ODS18: 14Cr-7.5Al, ODS19: 10Cr-7.Al）の受け入れ材から、イオン照射実験に供する照射試験片(3.0 x 2.0 x 0.25 mm)を切り出した。照射実験は、京都大学の有するイオン加速器 DuET を用い、6.4 MeV の Fe3+イオンを用いて 300℃もしくは 475℃で 10 dpa までの照射を行った。損傷量の計算には SRIM コードを用い、試験片表面から 600 nm の位置の損傷量を公称値として定義している。照射後試験片は、ナノインデンターによる硬さ測定と、透過型弟子顕微鏡を用いた微細組織観察を実施した。

3. 結果

図 1 に 300℃で 10dpa まで照射した ODS 鋼について、照射硬化量の照射量依存性を示す。この図から、 10 dpa まで照射量が増加するにつれて照射硬化量が増加していることがわかる。また、10Cr 材と 14Cr 材を比較すると、照射影響に顕著な差は認められない。微細組織観察の結果は当日発表する。

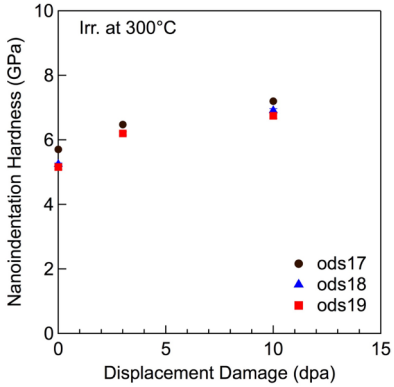


図 1　照射硬化の照射量依存性

本研究の一部は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立大学法人北海道大学が実施した平成 25～26 年度「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」の成果である。

Kiyohiro Yabuuchi[1], Akihiko Kimura[1], Wentuo Han[1], Shigeharu Ukai[2], Takeji kaido[3], Tadahiko Karasuma[4], Shigenari Hayashi[5]

[1]Kyoto Univ., [2]Hokkaido Univ., [3]JAEA, [4]NFD, [5]Tokyo Institute Univ.

R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

(5) Order phase formation due to 8-15 wt.% Al addition in Fe-Cr-Al ferritic steels

*Bikas Chandra Maji[1], Shigeharu Ukai[1], Naoko Oono[1], Takeji Kaito[2], Tadahiko Torimaru[3], Akihiko Kimura[4] and Shigenari Hayashi[5]

[1]Hokkaido University, [2]Japan Atomic Energy Agency, [3]Nippon Nuclear Fuel Development Co., LTD., [4]Kyoto University, [5]Tokyo Institute of Technology

Abstract

The embrittlement issue associated with the formation of Fe-Al ordered intermetallic phases has been investigated in Fe-Cr-Al ODS ferritic steels. Fe-(12-17)Cr-(8-15)Al-0.5Ti-0.5Y_2O_3 (wt.%) ODS ferritic steels were produced through powder metallurgical route followed by hot rolling and their microstructural stability and mechanical property have been evaluated after ageing at 475ºC up to 1000 h.

Keywords: ODS steels, Cladding tube material, Microstructural stability, Embrittlement

1. Introduction

Fe-Cr-Al advanced ODS steels are considered to be one of the promising candidates for accident tolerant fuel cladding material for light water reactors. Besides improving corrosion and oxidation resistance, when Al is added in large quantity, it is reported to suppress the 475ºC embrittlement associated with the decomposition of ferrite phase in high Cr (>12 wt.%) ferritic steels [1]. However, addition of higher Al enhances the chances of Fe-Al ordered intermetallic precipitation. Therefore, the aim of this study was to comprehend the microstructural stability and embrittlement behaviour of high Al (>8 wt.%) containing Fe-Cr-Al steels and define a safe limit for Al so that the loss of ductility arising due to ordered intermetallic precipitation can be limited.

2. Experimental

Fe-(12-17)Cr-(8-15)Al-0.5Ti-0.5Y_2O_3 (wt%) ODS ferritic steels with varying Cr and Al content were produced through powder metallurgy route using mechanical alloying and spark plasma sintering (SPS). The SPSed materials were further hot rolled at 1150ºC and finally annealed at 1150ºC for 30 min. These annealed materials were further aged at 475ºC up to 1000 h. to precipitate out the Fe-Al ordered intermetallics. The effect of embrittlement associated the ordered phase precipitation was evaluated by Vicker's micro hardness measurement. The microstructural stability was studied using X-ray diffraction, scanning and transmission electron microscopies.

3. Results

The starting microstructure of the steels containing up to 10% Al is mainly composed of ferrite phase, within which nano-dispersed oxide particles are embedded. However, steels having >12% Al, shows the presence of Fe_3Al phase in their starting microstructure. Ageing at 475ºC resulted in formation of Fe_3Al phase even in steels containing 9% Al although the amount was very little. The hardness measurements revealed that there is very limited increase in hardness even after 1000 h ageing when the amount of Al in these steels is restricted to <12%. The maximum increase in hardness is achieved after 100 h ageing, thereafter either it decreases or saturates.

4. Conclusion

Based on the observations made in this study, the maximum amount of Al which can be safely added to Fe-Cr-Al ferritic steel may be restricted to 9 wt.%.

References

[1] S. Kobayashi and T. Takasugi, Scripta Materialia, vol. 63, 2010, pp1104–1107.

事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発(2) (6) 過酷事故時の水蒸気酸化特性

R&D of fuel cladding of ODS ferritic steel for maintaining fuel integrity at accidental high temperature condition (2)

(6) Steam oxidation at severe accident conditions

*坂本　寛[1]，鳥丸忠彦[1]、鵜飼重治[2]、大野直子[2]、皆藤威二[3]、木村晃彦[4]、林　重成[5]

[1]日本核燃料開発，[2]北海道大学，[3]日本原子力研究開発機構，[4]京都大学，[5]東京工業大学

Fe-Cr-Al 系 ODS フェライト鋼の軽水炉燃料被覆管への適用性検討の一環として、過酷事故時の水蒸気酸化特性を調べた。1200℃～1400℃で実施した試験結果から、現行被覆管材（ジルコニウム合金）と比較して著しく水蒸気酸化が抑制されており、事故耐性の大幅な向上が期待できることが確認された。

キーワード：酸化物分散強化、フェライト鋼, アルミナ被膜, 燃料被覆管, シビアアクシデント

1. 緒言

高速炉および軽水炉の事故耐性を向上する目的から、Cr および Al を添加した超高温用 ODS 鋼（Fe-Cr-Al 系 ODS フェライト鋼）の研究開発を進めている。過酷事故時の水蒸気酸化特性は事故時の温度上昇および水素発生を支配する重要な事故時特性であり、過酷事故解析に必須な特性である。本研究では、過酷事故時条件として 1200℃から 1400℃の高温水蒸気雰囲気下における超高温用 ODS 鋼の酸化特性を調べた。

2. 試験方法

試験には 2 種類の超高温用 ODS 鋼（表 1）の押出棒から得た板状試験片(15×15×1mmt)を用いた。高温水蒸気酸化試験は、これら試験片を電気炉内に設置し、所定の温度に加熱した状態で加湿した Ar ガスを供給することで行った。水蒸気酸化反応速度は試験前後の重量変化から評価した。

表1　試験に供した超高温用ODS鋼の化学組成（mass %）

試料名	Cr	Ti	Al	Y	Zr	O	Fe
SP7A	14.30	0.52	6.73	0.38	<0.01	0.22	Bal.
SP10A	14.77	0.51	6.34	0.37	0.37	0.33	Bal.

3. 結果および考察

図 1 に超高温用 ODS 鋼の水蒸気反応速度をジルカロイで一般的に用いられている Baker-Just の式と比較した。現行被覆管材（ジルコニウム合金）よりも 2 桁以上水蒸気酸化が抑制された。これは、超高温用 ODS 鋼に含まれる Al が表面に Al_2O_3 被膜を形成したことによる。これらの結果から、超高温用 ODS 鋼は現行被覆管材と比較して事故耐性の大幅な向上が期待できることが確認された。

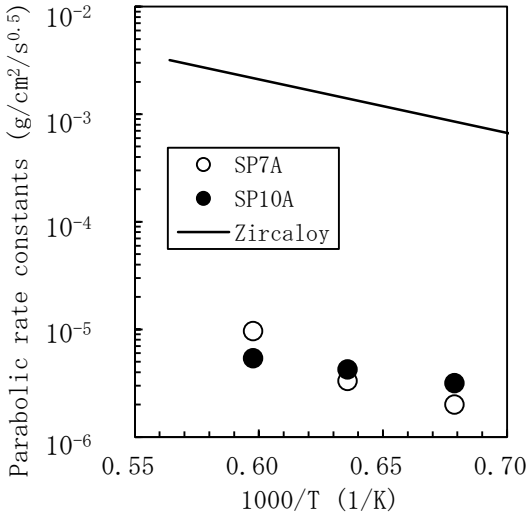


図1　超高温用ODS鋼の水蒸気反応速度

本研究は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立大学法人北海道大学が実施した平成 25-27 年度「事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODS フェライト鋼燃料被覆管の研究開発」の成果である。

*Kan Sakamoto[1], Tadahiko Torimaru[1], Shigeharu Ukai[2], Naoko Oono[2], Takeji Kaito[3], Akihiko Kimura[4], Shigenari Hayashi[5]

[1] NFD, [2] Hokkaido Univ., [3] JAEA, [4] Kyoto Univ., [5] Tokyo Institute of Technology

炉材料の強度特性及び微細組織への事故時熱影響の検討

Effects of heating on strength and microstructure of the reactor structural steels during severe accident

青木 勇斗、吉永 啓汰、*實川 資朗
福島工業高等専門学校

抄録　格納容器及び炉内機器の強度への事故時の加熱の影響推定に向けて、格納容器鋼及びオーステナイト鋼(イオン照射後)を加熱し、強度、微細組織などの変化を実験的に評価した。
キーワード：廃炉、福島第一原子力発電所、炉内機器、材料強度

1. 緒言

福島第一原発廃炉作業時の安全性確保に関し、溶融した燃料の熱影響を受けた格納容器の強度に関心が持たれる。また、炉内機器のオーステナイト鋼などは、事故前に中性子の照射損傷を、事故時に熱影響を受ける特徴的な履歴を受けたが、機器の残存強度は、燃料デブリ取出し作業などを円滑に進めるために一定の重要性を持つであろう。このような特徴的な履歴を持つ構造材料の残存強度や微細組織の推定に向けて実験的検討を行った。

2. 実験

(1)格納容器鋼：　溶融燃料の近接による熱影響を扱う。溶融までは範囲としないが、広い範囲を包含するよう、加熱温度はオーステナイト化温度以上まで、保持時間(温度は一定)として 30 日程度まで(東電のプラントパラメータアーカイブから推定)、冷却速度は TMI の圧力容器で報告された急冷までを考慮した。

格納容器鋼 SGV480 鋼が入手困難なため、SA738B 鋼、STS370 鋼などを用い、引張試験及び破壊靭性試験(主に、0.4TCT)を受入材、加熱材試験片に室温で実施した。破壊靭性試験は除荷コンプライアンス法で行った。

(2)炉内機器構造材料：　中性子照射材使用に先立ち、0.1-10dpa(主に 1dpa)まで 10MeV の Fe^{3+}を 316NG 鋼(コベルコ)に、JAEA の TIARA で照射した。同時に He^{+}を 10appmHe/dpa となるように室温及び 300℃で照射した。

照射後、熱履歴を与え、ナノインデンテーション硬さの変化及び透過電顕による微細組織観察を行った。

3. 結果・考察

(1)格納容器鋼：　SA738B 鋼受入れ材の降伏応力、引張強さ、全伸びは、520MPa、610MPa、20%程度で、溶接金属部も同様であった。破壊靭性値は、JQ = 800kJ/m2 程度であった(試験片寸法が不足のため「有効な値」ではない)。

γ領域から焼き入れした破壊靭性試験片も用いた(1000℃から水冷)。厚さ 10mm の CT 試験片を 2 枚の板材(10mmt)の間に入れ、加熱後急冷した(格納容器の板厚は 30mm 程度)。結果を図 1 に示す。

靭性値は減少したが、脆性破壊は防止できる程と思われる。

(2)炉内機器構造材料：　400℃以上の加熱保持による照射硬化の回復が見られた。図 2 に、照射後、750℃で 30 分保持した後の電顕組織を示す。転位ループが粗大化した。

照射後に経験した温度によって微細組織特徴が大きく変化する点は、事故時の最高温度などの推定に利用できると期待される。

本研究の一部は、文科省の「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」でH26 年度に実施した。

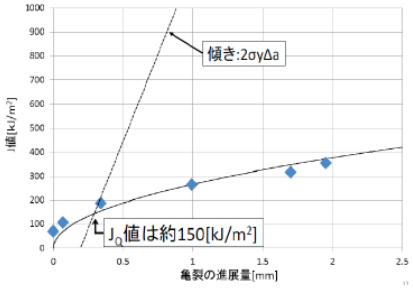


図1　加熱・急冷後の亀裂進展挙動(SA738B鋼)

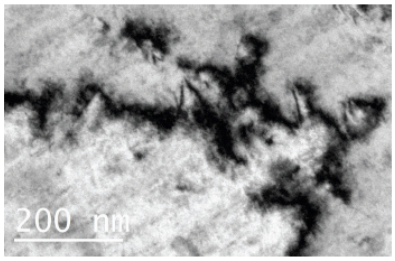


図2 照射+750℃x0.5h加熱材TEM像(316NG鋼)

Yuto Aoki, Keita Yoshinaga, Shiro Jitsukawa
National Institute of Technology Fukushima college

690 合金の PWSCC 先端における粒界キャビティの生成

Grain Boundary Cavity Formation at the crack tip of PWSCC of Alloy 690

*寺地 巧[1]，宮本 友樹[1]，山田 卓陽[1]，戸塚 信夫[1]，有岡 孝司[1]
[1]原子力安全システム研究所

PWR1 次系模擬環境下で強加工を加えた 690 合金についてき裂進展試験を行い、試験後にき裂先端近傍の粒界キャビティを評価した。粒界キャビティは強加工材で顕著に認められ、応力が加わるき裂先端で成長が確認された。また、その傾向は高温条件ほど明確であった。

キーワード：Alloy 690，PWSCC 進展，粒界キャビティ，冷間加工度，温度依存性

１．緒言

690 合金は耐 SCC 性に優れる材料であるが、強い冷間加工を加えることにより粒界割れ感受性を生じさせる事が確認されている。また、き裂進展には温度が影響することも知られているが、詳細な機構は明らかにされていない。近年 Arioka らは、空孔の拡散が応力集中により加速され、粒界部にキャビティが形成することを報告している[1]。そこで本研究では、冷間加工を加えた 690 合金について SCC 試験を行い、き裂先端部の断面観察によってキャビティの生成量を評価した。

２．実験

10，30，40%の冷間加工を加えた 690 合金から、それぞれ S-L 方位の 0.5T CT 試験片を採取し、K =30MPa$\sqrt{m}$ の条件でき裂進展試験を実施した。試験には液循環型の圧力容器を用い、320～360℃の PWR1 次系模擬環境（500ppmB+2ppmLi+DH30cc・STP/kg-H_2O）で約 700～5000 時間かけて行った。試験後にき裂進展長さを評価すると共に、走査電子顕微鏡およびオージェ電子分光分析装置によりき裂断面の詳細評価を実施した。

３．結果・考察

図 1 に 360℃で実施した 40%CW 690 合金の進展試験後の断面 SEM 像を示す。粒界炭化物に接する部位に数十 nm 程度の微小な粒界キャビティが形成していることが分かる。本研究ではき裂先端部から約 25μm までの距離について、各条件 5 つのき裂先端近傍について粒界キャビティの占有率を評価した。試験温度と粒界キャビティ占有率の関係を示した図 2 では、応力が加わるき裂先端で、高温条件ほど粒界キャビティが多く観察された。粒界キャビティの成長は空孔拡散によるものと考えられるが、き裂先端部では応力無負荷部と比べて加速されている事が明らかとなった。

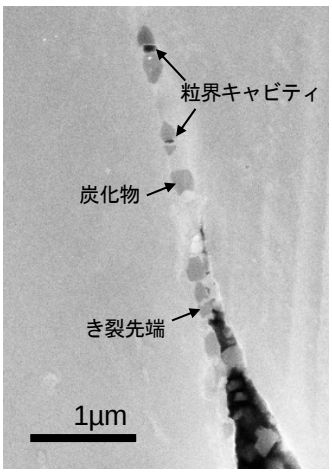


図 1　SCC 先端の断面 SEM 像（40%CW，690 合金，360℃）

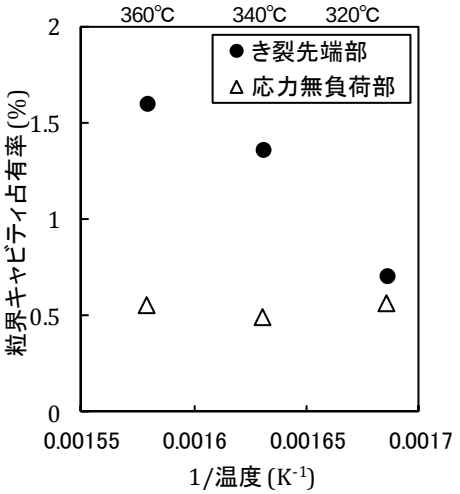


図 2　試験温度と粒界キャビティ占有率の関係（40%CW, 690 合金，320℃~360℃）

参考文献

[1] K. Arioka, Corrosion, Vol. 71, No.4, (2015)

*Takumi Terachi, Tomoki Miyamoto, Takuyo Yamada, Nobuo Totsuka and Koji Arioka
[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

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

[1I01-04] Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident

Chair: Naoyuki Ishida (Hitachi)

Sat. Mar 26, 2016 10:00 AM - 11:00 AM Room I (Lecture Rooms B B200)

[1I01] Analysis of Recovery Actions in Fukushima Daiichi NPS Accident (3)

＊Fumiya Tanabe[1] （1.SOCTEX）

10:00 AM - 10:15 AM

[1I02] Operation Side Ideas of the Searching of the Nuclear Reactor Conditions at SBO

＊Kazuo Watanabe[1], Kiyoshi Yoneyama[2] （1.WNR-Cx Watanabe Lab., 2.H.O.Yoneyama）

10:15 AM - 10:30 AM

[1I03] Operation Side Ideas of the Searching of the Nuclear Reactor Conditions at SBO

＊Kiyoshi Yoneyama[1], Kazuo Watanabe[2] （1.H.O.YONEYAMA, 2.WNR-Cx Watanabe Lab.）

10:30 AM - 10:45 AM

[1I04] Operation Side Ideas of the Searching of the Nuclear Reactor Conditions at SBO

＊Kiyoshi Yoneyama[1], Kazuo Watanabe[2] （1.H.O.YONEYAMA, 2.WNR-Cx Watanabe Lab.）

10:45 AM - 11:00 AM

©Atomic Energy Society of Japan

福島第一原子力発電所事故における事故対応の分析（3）

Analysis of Recovery Actions in Fukushima Daiichi NPS Accident (3)

*田辺　文也[1]

[1]（株）社会技術システム安全研究所

Core melt of the Unit-2 and Unit-3 could have been prevented in the Fukushima Daiichi NPS accident if the symptom based emergency operation procedure had been followed. Furthermore, ignoring the severe accident procedure, e.g. the criteria for PCV venting, should have contributed much in increasing severity of the accident.

Keywords：Fukushima Daiichi NPS accident, recovery actions, PCV venting, emergency operation procedure, symptom based procedure, severe accident operation procedure

1. 緒言

報告者は先行著作等で、公開された広範な情報の分析を基に、福島第一原発事故の対応において徴候ベース手順書をないがしろにしたことが、少なくとも 2 号機及び 3 号機の炉心溶融を回避できなかった主要因であることを明らかにしてきた [1,2,3)]。本報告では、格納容器ベントを中心とした、炉心損傷後の対応をプラント状態及びシビアアクシデント手順書と対比することにより分析する。

2. 分析結果

3 号機では、1 F 災害対策本部長による格納容器ベント準備指示が 3/12 17:30 に、炉心損傷前のベント基準 427kPa[g]に充分余裕がある状況（圧力 195kPa[g]）で、「いずれ必要になる」という理由で出された。そしてベント実施の指示が出されたのが 3/13 5:15（圧力 245kPa[g]）であり、炉心損傷前にラプチャーディスクが破裂することを望んで圧力が速く上昇することを期待するという安全確保の点からは倒錯した姿勢に陥っていた。5:56 に事故進展予測が修正されて炉心頂部露出 4:15、炉心損傷 6:15、炉心溶融 8:15 と報告された。シビアアクシデント手順書を参照すべき段階に入ってベント基準が 853kPa[g]となるため、ベント操作を中断しなければならないのだが､何の方針変更もなされず 8:41 にベントラインの構成が完了している。その後のベント操作もベント基準に充分余裕がある状況で実施されている。燃料冷却に関しても、炉心頂部から 2/3 の部分の燃料が露出した時点で、減圧沸騰により敢えて炉心燃料を全露出させることで炉心溶融を遅らせるという荒業が手順書でガイドされているのだが、この操作実施を検討した形跡がみられない。

3. 結論

福島第一原子力発電所事故の事故対応において徴候ベース手順書がないがしろにされたことによって 3 号機と 2 号機は炉心損傷・溶融に至った。さらに炉心損傷後の対応においても参照されるべき手順書（シビアアクシデント手順書又はアクシデントマネジメントガイド）がないがしろにされたことが事故の一層の深刻化を招いた可能性が高い。なお、本報告の一部は参考文献[4]に発表されている。

参考文献

[1]田辺、「メルトダウン」、岩波書店、2012

[2]田辺、原子力学会 2015 年春の年会予稿集 I39、2015 年秋の大会予稿集 K03

[3]田辺、“解題「吉田調書」ないがしろにされた手順書（1）、（2）”、世界、2015 年 10 月号、12 月号,岩波書店

[4]田辺、“解題「吉田調書」ないがしろにされた手順書（3）、（4）”、世界、2016 年 2 月号、3 月号、岩波書店

*Fumiya Tanabe[1],

[1]Sociotechnical Systems Safety Research Institute

全電源喪失時における操作員による反応炉状況把
（２）福一・１号機 IC 圧力記録の考察

Operation Side Ideas of the Searching of the Nuclear Reactor Conditions at SBO
(2) Behavior of Pressure Record at the Operation of IC in the Fukushima Reports

*渡邊一男[1]，　米山　潔[2]
[1]WNR-Cx 渡邊研究処，[2]H.O.米山

IC, the isolation condenser of No.1 reactor in Fukushima No.1 NPP is said after the big earthquake to be operated with two units at first and next with single unit by repetition of three times under the clever operational considerations. But the description is revealed to be incorrect through the perusal of the chart of reactor pressure and water level. The real chart record shows short time work after automatic start of IC, and that is converted to manual operation of SRV and HPCI, for realization of quick and sure effect for the remedy of pressure and water level of reactor.　We referenced reports of TEPCO, aesj, and others but they all are not likely to be properly acquainted with the affaires.

3.11、1 号機の地震時 IC 第 1 着手の現場チャート記録の判断について疑義があり、昨秋、提議したところ、操作面のみでなく崩壊熱の影響にも着目すべきとの指摘があり、今回併せて精査した。マニュアルと同型炉の挙動についても参照し、併せて、東電・原子力学会他の各機関の関連報告を調査し、所見を得た。

キーワード：１号機，IC，反応器圧力，水位，チャート記録，崩壊熱

まえがき：福一調査報告は山積するが、何れも IC２基→１基である。本報告は原資料圧力チャート記録を精査すると共に、同型機の実態を参照した。結果として IC２基→１基が誤りであることを論証する。

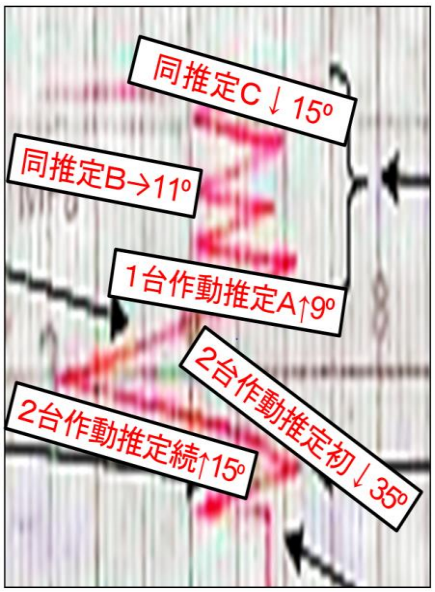


図１. 反応器圧力低下操作

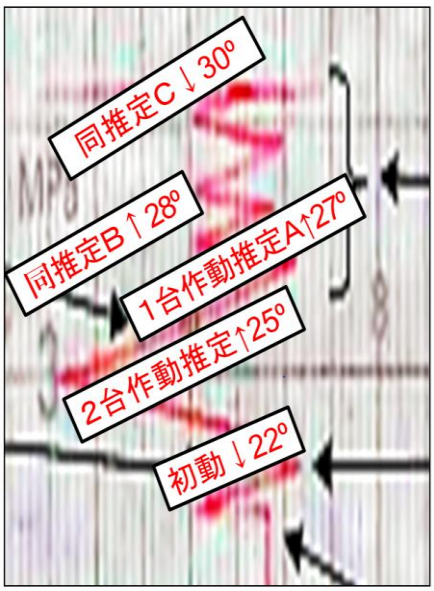


図２. 反応器圧力上昇挙動

表１. 福一・敦賀 IC 挙動の数値的表示（各動作角度・一定延伸）

No.	福一・1 号機		敦賀・2003		敦賀・2004	
	圧力降下	崩壊熱	圧力降下	崩壊熱	圧力降下	崩壊熱
5	15	30				
4	11	28	20	45	22	43
3	9	27	20	36	22	36
2	15	25	19	23	19	21
1	35	22				
状況	不規則	規則的	一定	規則的	一定	規則的

１．圧力チャート観察

IC 作動への崩壊熱の影響は、IC の各作動への崩壊熱の前段との差分が作用することとなる。即ち、最初の 25°から 30°へと 5°の低下が 3 回の操作の間に生じており、１回あたりでは 1.7°の影響となる。

これを IC 作動２基→１基モデルの試算に適用すると、（15° x 2）-（1.7° x 3）＝ 25°となる。15°は 25°に対してあまりにも過大であって、２基→１基は誤りである。

IC 作動に弁開度調整を行えば別であるが、前回の報告では、一目見れば判るとした。

２．同型機 IC 挙動との対比

挙動不明の装置がああれば同型施設の実データを当るのが常套手段である。ここでは敦賀原発での IC 作動の記録につき同様に解析し、表１に示す。敦賀の例では、IC 作動は常時１基であり、その圧力降下状況はほぼ一定である。崩壊熱の逓減は各作動当り平均して 11°と一定に現れているが、その影響の IC 作動特性への現れ方としては、福一１号機の運転水位保持に対し、敦賀のチャートは満水であり、負荷率の影響もあろうかと思われる。IC の初動が何れも速いのは IC 貯留水の低温の故もあろう。「IC２基→１基」に否定的である。

４．結論　福一・１号機の地震時初動措置で、IC は２基が自動的に作動し、その後に手動により１基３回とされているが、誤りである。冷却には別の装置が働いたと考えるべきである。見直しを要望する。

謝辞　ご指導いただいた金子　仁、渡邊澄子ほかの各氏に厚く感謝を申上げる。

*Kazuo Watanabe[1] and Kiyoshi Yoneyama[2]
[1]WNR-Cx Watanabe Lab., [2]H.O.Yoneyama

全電源喪失時における操作員による反応炉状況把握技術の提案
（3）福一・１号機 IC 水位記録の考察

Operation Side Ideas of the Searching of the Nuclear Reactor Conditions at SBO

(3) Behavior of Water Level Record at the Operation of IC in the Fukushima Reports

*米山　潔[1]，渡邊一男[2]　　[1] H.O.米山，[2] WNR-Cx 渡邊研究処

We offered a question on the IC operation at Fukushima No.1 NPP just after the earthquake. We mentioned another question after the inspection of pressure records of the reactor. Water level record on the chart could endorse more precisely the absence of IC operation. Theoretical and simple calculation of water level behavior by pressure could help for understanding the situation.

第１報で、IC の２台→1 台作動に疑義を呈した。第２報で、圧力記録を数値化することでその疑義を強めた。本報告では、RPV の水位記録を数式も援用して考察し、IC はほとんど作動してないことを論証する。

キーワード： １号機、IC、RPV 水位、チャート記録、崩壊熱

1. **緒言**：福一事故時に１号機 IC は地震から津波の間、マニュアル通りに作動していたと報告されている。しかし、現場感覚である「訓練していない装置は動かさない。動いても代替方法があれば停止し、代替を優先する。」に反する。現場感覚への疑問は現場データで解明すべきである。昨秋の第１報の発表では、事前に「このようなローテクは阪神淡路大震災でも有効であった。注目している。」との励ましも頂いた。

2. **解析**：今回は IC 作動による水位変化を「蒸気表を用いたローテク」で計算した。RPV が最初の圧力「１」から「２」に変化した場合、質量保存則から次の式を得た。係数は蒸気表に記載されている。

$$X_2 - X_1 = \{Y(A_1 - A_2) + Z(B_1 - B_2)\} / (A_2 - B_2)$$

ここで：Xは水位、Yは水蒸気高さ、Zは水の高さ、Aは水密度、Bは水蒸気密度。

水と水蒸気の高さを夫々６ｍとした計算例を**図１**に示す。密閉系では圧力が低下すると水位も低下する性質が分かる。ところが、福一１号機の地震から津波までの水位記録では、IC のみ作動と言いながら、水位が上昇している箇所がある。これは物理的にありえない。特に、IC１台作動としている後半の３区間の水位上昇は IC では説明できないが、SRV なら説明できる。福一２号機の記録を**図２**に示す。SRV が作動すると突沸で水位が上昇しており、形状も似ている。第２報の圧力問題からの矛盾も合わせると、IC は殆ど作動せずに他装置が作動しているのは明らかである。

3. **考察**：何故、IC 自動起動データと不確かな運転員証言だけで IC が作動したと間違えて判断したのであろうか。一つは検証メンバーが現場を知らないという事実である。もう一つは、解析シミュレーション（例えば原子力安全機構・平成 23 年 12 月 9 日）というハイテクに惑わされたと思われる。これ等プログラムは使用前に、IC 作動実績（例えば敦賀原発）やローテクの**図１**のデータで検証しておかないと、恐ろしい誤りを犯す。（コンピュータ計算というハイテク結果を信用し失敗した例として、姉歯事件を教訓とすべきである。）　遅いとはいえ、これからでも検証を実施すべきである。世界の科学技術者も興味をもって研究している。彼等に先を越されて、この問題を指摘されたと想定するとゾッとする。日本の科学技術者の立つ瀬がなくなるところであった。我々が IC 不作動に気付いて良かったと安堵している。

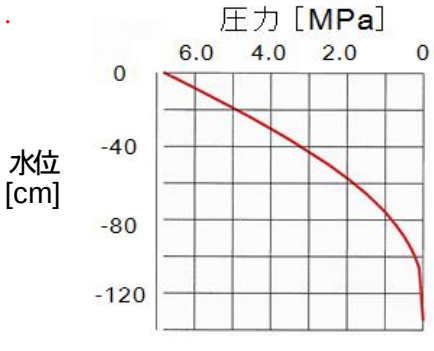


図１. IC による圧力降下作用に伴う反応器の水位変化・計算例

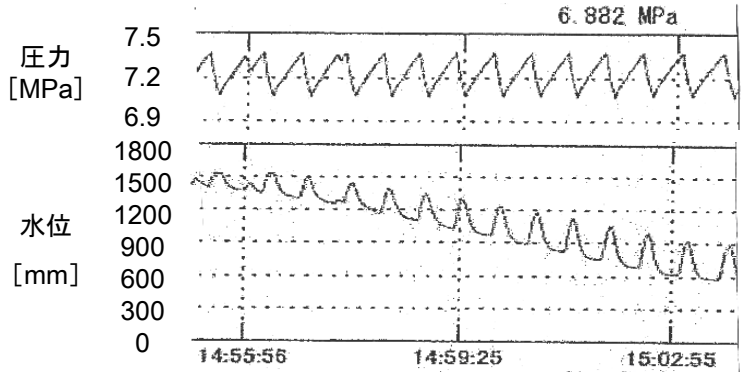


図２．　福一・２号機の圧力・水位記録

4. **結論**：2015 年秋の大会の第１報で IC の２台→1 台作動に疑義を呈した。第２報では圧力記録を崩壊熱も含めて検討し疑義を強めた。本報告では、まず RPV の水位変化を理論式により考察し、IC は作動してないことを論証した。即ち、密閉容器である RPV では、理論的には圧力降下により水位低下となるが、チャート記録の水位は上昇しており、突沸挙動と類似し、IC にその作用はなく不作動は明らかである。

謝辞：励ましを頂いた木下冨雄氏と、資料収集のご支援を頂いた金子仁氏に御礼を申し上げる。

* Kiyoshi Yoneyama [1] and Kazuo Watanabe [2]

[1] H.O.Yoneyama, [2] WNR-Cx Watanabe Lab

全電源喪失時における反応炉状況把握技術の提案
（4）福一・１号機 IC 作動問題解決への提案

Operation Side Ideas of the Searching of the Nuclear Reactor Conditions at SBO
(4) Conclusive Consideration on the Operation of IC in the Fukushima Reports

*米山　潔[1]，渡邊一男[2]
[1]H.O.米山[2]，WNR-Cx 渡邊研究処

IC performances would apparently be found by the clear record of pressure and water level chart of the reactor. We enlarged the chart in the direction of time and could find that SRV and HPCI were solely applied as the vital tools for emergency saviors of reactor and IC didn't. Indeed in an operation manual SRV was firstly mentioned and followed by HPCI, and IC was at tail end. It's said IC was prohibitive for big horn from pig nose. Actuals of the events are not described at all in the previous Fukushima reports. The situations must be clearly analyzed hereafter.

IC が作動していなかったのではとの疑念は、反応器のチャート記録の読取りをベースに「崩壊熱」「IC 圧力変化解析」「水位変化解析」と進み、IC は殆ど作動していないとの結論を得た。本報は代りに何が作動したかを考察した。即ち、圧力・水位チャート記録には IC 作動よりも「SRV・HPCI 作動」の記録が明確に記されており、それをもたらしたのは「マニュアルと環境対応」であることが明らかに推測された。これらは、既往の福島資料に全く見られず、国際的視点もふくめて検討を要しよう。

キーワード：１号機、IC、反応器圧力、チャート記録、崩壊熱、水位、SRV、HPCI、マニュアル

まえがき：福一・１号機の地震時の IC 初動措置について現場的視点での観察を試みた。即ち、報告文書ではなく、チャート記録・非常時対策マニュアル・同訓練経緯、である。第１報では「IC２基→１基」の東電報告記述への疑義を提示し、質疑で崩壊熱につき指摘を受けた。今回は第２報で崩壊熱の影響も検討し、我々の「疑義の正当性」を他所の IC 実績も合わせて論証した。第３報では「水位記録」に「IC 作動時の特性」がみられないことを指摘した。本報では「SRV 主蒸気逃し安全弁、HPCI 高圧注水」につき検討する。

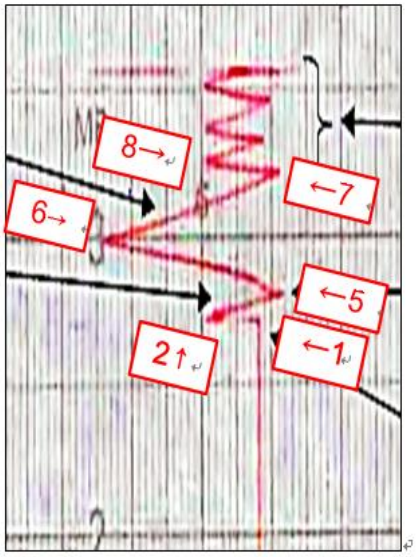


図１． 反応器圧力

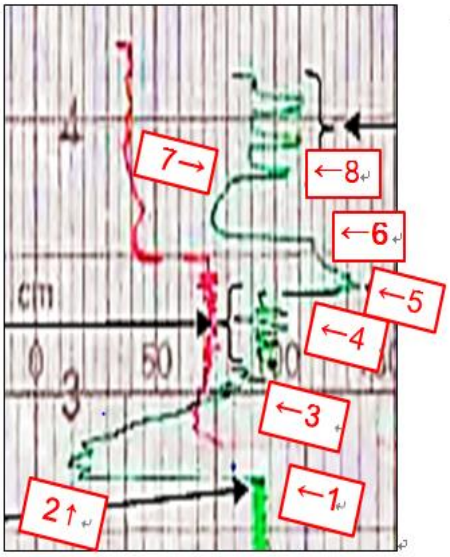


図２． 反応器水位

1. 反応器の圧力･水位記録よりの知見

図１・２に地震後の反応器の圧力・水位を示す。

初期水位送りに「60 倍速・電源停止・リセット」の乱れがある。

①→②は、スクラムでの停止にともなう水位低下であり、②→③は低水位による HPCI の自動操作による水位回復である。

③→④は崩壊熱による圧力上昇である。⑤は、制限圧力超過による IC の自動作動である。始めの圧力降下速度の小さいところが IC２系統作動であり、⑤の水位突出部約 10 cm の上昇は、IC 内外に溜っていた凝縮水約２ｔが流入したためである。⑤→⑥の間で順次 IC を止め、SRV を開いて圧力降下を計ったと見做す。その結果、急激の圧力降下による突沸が起り、見かけの水位が示された。そのため SRV を停止した⑥では、突沸の停止で急激に水位が低下している。⑦→⑧は圧力上昇を SRV で抜くための突沸による水位上昇と HPCI の操作による水位確保、次いで SRV 閉止による突沸停止・水位低下と知られる。これが３回と繰返されたところで、津波・SBO 全電源停止となったと理解される。

2. ＩC 関連のマニュアル･訓練･環境対応よりの知見

１号機の事故時運転マニュアルには、反応器圧力安定保持に「SRV・HPCI 操作」を「IC 操作」に優先する規定が明示されている。緊急対応訓練に、IC は環境対応から避けられていたことも、現場状況と一致する。

３．結論

3.11 地震–津浪間の現場対応に課題を設定し、IC 作動について「豚の鼻」の蒸気噴出速度推定から「IC 関連挙動」の実態を反応器圧力・水位の動きにより考察し、実際は SRV・HPCI によるとの知見を得た。即ち、既往福島報告の示す地震–津波間の「現場対応認識に問題」との結果となり、善処が期待される。

*Kiyoshi Yoneyama[1] and Kazuo Watanabe[2]
[1]H.O.Yoneyama, [2]WNR-Cx Watanabe Lab.

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

[1I05-08] Philosophy of the safety

Chair: Koichi Nakamura (CRIEPI)

Sat. Mar 26, 2016 11:00 AM - 12:00 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

[1I05] Development of the guideline of Japan version Safety Assessment Report (JSAR)

＊Yuichi Shimada[1], Satoshi Kurata[1], Katsuyuki Kumasaka[1], Masayuki Tabata[1], Goro Imada[1], Yoshiaki Suzuki[1], Kenichi Yasuda[4], Mitsuhiro Kano[3], Kouichi Kondo[2], Kazutoshi Eto[5] （1.Japan Nuclear Safety Institute , 2.Toshiba, 3.MHI, 4.Hitachi-GE, 5.Kyushu Electric Power Company）

11:00 AM - 11:15 AM

[1I06] Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants

＊Tsuyoshi Takada[1], Tatsuya Itoi[1], Takenori Hida[1], Osamu Furuya[2], Ken Muramatsu[2], Hitoshi Muta[2], Satoshi Fujita[3], Keisuke Minagawa[4], Hidekado Yamano[5], Akemi Nishida[5] （1.School of Engineering, the University of Tokyo, 2.Tokyo City University, 3.Tokyo Denki University, 4.Saitama Institue of Technology, 5.Japan Atomic Energy Agency）

11:15 AM - 11:30 AM

[1I07] Concept on nuclear risks and mesures

＊Hiroshi Ando[1], Hiroshi Ujita[2], Ken Muramatsu[3], Kenji Tominaga[4] （1.INSS, 2.CIGS, 3.Tokyo City University, 4.JANSI）

11:30 AM - 11:45 AM

[1I08] Concept on nuclear risks and measures - For a dialog with society

＊Hiroshi Ujita[1], Ken Muramatsu[2], Kenji Tominaga[3], Hiroshi Ando[4] （1.The Canon Institute for Global Studies, 2.Tokyo City University, 3.Japan Nuclear Safety Institute, 4.Institute of Nuclear Safety System）

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

日本版事業者自主安全評価書（JSAR）ガイドラインの開発について（その３）

Development of the guideline of Japan version Safety Assessment Report (JSAR)

＊島田裕一[1]　倉田聡[1]　熊坂勝行[1]　田畑雅之[1]　今田悟朗[1]　鈴木嘉章[1]
安田賢一[2]　加納充浩[3]　近藤浩一[4]　倉本孝弘[5]　江藤和敏[6]
原子力安全推進協会[1]　日立 GE[2]　MHI[3]　東芝[4]　NEL[5]　九州電力[6]

プラントの安全性を包括的に示す事業者自主安全評価書（JSAR）を作成するためのガイドラインを開発し、安全性の向上、対外説明、技術継承及び社員の力量向上のみならず、将来的な規制行政の合理化に寄与する。

キーワード：核分裂炉、安全、SAR、PSR　運転、設計

１．緒言

海外のプラントでは、安全評価書（Safety Analysis Report）を作成し施設の安全性を総合的に評価、維持する仕組みを構築し運用している。事業者がプラントの安全性を定期的かつ包括的に評価し、これを事業者自主安全評価書（JSAR）として作成し維持していくことにより、安全性の向上、対外説明、技術継承及び社員の力量向上のみならず、将来的な規制行政の合理化に寄与できる可能性がある。2013 年よりその作成のためのガイドラインの開発を進めている。

２．検討内容

２－１．JSAR の構成と開発の方向性

JSAR の構成については、「原子力プラントの安全性（設計、建設、運転・保守等の業務など全体を網羅し、品質保証や安全文化等も含む）の状況（設備、仕組・手順等のハードとソフト）の全体像を示す部分（米国の FSAR の部分）」と、「それに対する運開後の定期的な安全評価の部分（いわゆる定期安全レポート（PSR）の部分）」の 2 段構えとすることとしている。また、国際基準との調和の観点から前者は米国の一括許認可申請のガイドラインである RG1.206 をベンチマークとして検討することとし、後者については IAEA の PSR のガイドラインをベースとした日本原子力学会の指針を用い、具体例で補完するものとして検討を進めている。

２－２．2014 年度までの作業、課題と方向性

これまで、国内外の SAR に係る規格基準及びその記載内容（特に RG1.206 記載内容）等の調査・分析、JSAR の構成案・記載内容案の検討、JSAR ガイドライン素案（RG1.206 と日本の許認可関連文書の比較を基に日米の規制基準を参照しつつ関連付けを行い、検討の土台となる文案（素案）の作成を行った。

検討にあたってはその過程で抽出された課題（①日本の設置許可等との構成の違いの対応、②米国固有な箇所の扱い方、③日米の規制要求事項の相違の扱い方、④全体の記載の在り方の整合等）を踏まえ、以下の計画で開発を進めている。

- ✓ トレーサビリティを考え、当初は構成の大枠として RG1.206 をベースとして日本の許認可関連文書との対応をつけつつ開発する。
- ✓ 2015 年度前半に、上記素案を基にガイドラインの文章化（原案１）を行うと共に、素案の改善とその有効性評価のためパイロットユース版 JSAR を作成する。
- ✓ 2015 年度後半に日本の設置許可の構成に沿った案(原案 2)を作成し 2015 年度末に第 0 次案を策定する。
- ✓ 規制側で検討している安全評価の届出書等の動向を見据えつつ必要な調整をおこないつつ検討を進める。

２－３．進捗状況

2014 年度作成した素案を基に、原案１を作成すると共に、素案の検証及び改善を目的として、日本の設置許可の資料及び米国の APWR の DCD（Design Control Document）等の情報を基に、九州電力殿のご協力を得て、JSAR パイロットユース版（PWR）の作成を行っている。また設置許可と原案１の対比を行いながら原案２の作成を行い、第 0 次案を作成している。

PSR 関連の箇所については、日本原子力学会の指針を用いることとし、検討の視点である 14 の安全因子に関して、過去の日本のプラントの PSR レポート、外国の PSR での検討項目等を参考にレファレンスとなる資料を作成した。

３．今後の予定

JSAR パイロットユース版（BWR）を作成し、第 0 次版の作成で抽出された課題の対応をすると共にガイドライン文精緻化を図る。また JSAR 作成の効率化等のため解説の作成を検討する。

Yuichi Shimada[1]　Satoshi Kurata[1]　Katsuyuki Kumasaka[1]　Masayuki Tabata[1]　Goro Imada[1]　Yoshiaki Suzuki[1]
Kenichi Yasuda[2]　Mitsuhiro Kano[3]　Koichi Kondo[4]　Takahiro Kuramoto[5]　Kazutoshi Eto[6]
JANSI[1]　Hitachi-GE[2]　MHI[3]　Toshiba[4]　NEL[5]　Kyushu EPCO[6]

原子力プラントの包括的安全性向上のための 地震時クリフエッジ回避技術の開発　その１：研究計画

Development of seismic counter measures against cliff edges for enhancement of comprehensive safety of nuclear power plants　Part 1: Project Plan

*高田毅士[1]，糸井達哉[1]，肥田剛典[1]，村松健[2]，古屋治[2]，牟田仁[2]，
藤田聡[3]，皆川佳祐[4]，山野秀将[5]，西田明美[5]
[1]東京大学，[2]東京都市大学，[3]東京電機大学，[4]埼玉工業大学，[5]原子力機構

原子力プラントの地盤－建屋－設備機器－安全系－人間システム全体系を各分野領域横断的に取り扱い、全体系および各部の要求性能を明確化した後、それに係るクリフエッジを各分野において特定・定量化し、プラント挙動を俯瞰的に把握しつつ、これらを回避する技術を開発することを目的とする。

キーワード：地震時要求性能、クリフエッジ、プラント地震時挙動、免震化、人間挙動

１．緒言　原子力発電所は、周辺環境、建屋や機器、それらを操作・制御する人間を含めた複雑な系であり、地震時の安全性を議論する際には、その全体系を包括的に、相互関連性も考慮しながら検討することが極めて重要である。

２．研究計画　地震時におけるプラント全体の要求性能を、プラント全体からプラントの個々の構成要素(SSCM)およびプラント周辺のインフラ施設を対象に、リスク評価の観点から分類・整理する。図１に示すように、　①建屋システムのクリフエッジ回避技術においては、建屋系の応答解析のモデル化とクリフエッジの関係について考察し、②免震化による検討においては、建屋免震化の長短所を明確化し、③機器・システムのモデル化とクリフエッジ回避技術においては、安全系システム自体のクリフエッジについて、④原子炉容器・配管部分においては、クリフエッジの定量的評価手法の確立を目指す。⑤地震時の人間挙動のモデル化とクリフエッジ評価においては、人間の挙動と心理状態に関するクリフエッジの特定を実験的に行う。最後に、上記を踏まえて、プラント全体として多様なクリフエッジをフラジリティ曲線として表現し、プラント全体を俯瞰する。

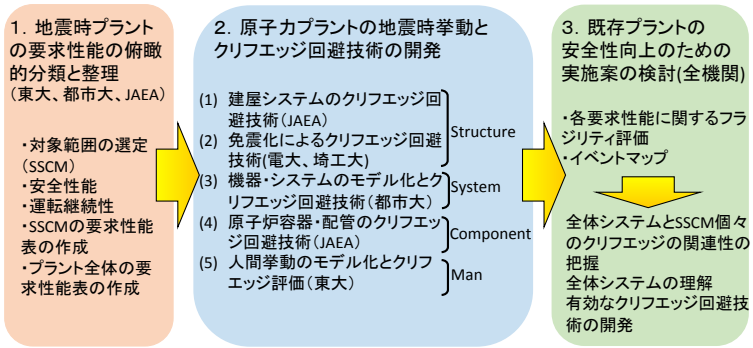


図１　プロジェクト概要

３．成果の展開　期待される成果としては以下を考えている。１）多様なクリフエッジを特定することにより、プラントの安全性向上に貢献、２）免震化プラントの検討結果の活用、３）知識起因クリフエッジの特定結果の活用、４）人間挙動に関するクリフエッジの特定結果の活用

謝辞　本研究報告は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の成果である。関係各位に記して謝意を表する。

---

* Tsuyoshi Takada[1], Tatsuya Itoi[1], Takenori Hida[1], Ken Muramatsu[2], Osamu Furuya[2], Hitoshi Muta[2], Satoshi Fujita[3], Keisuke Minagawa[4], Hidemasa Yamano[5], Akemi Nishida[5]
[1]The University of Tokyo, [2]Tokyo City University, [3]Tokyo Denki University, [4]Saitama Institute of Technology, [5]JAEA

「原子力のリスクと対策の考え方」－社会との対話のために－ (1)原子力の安全設計と運用について

「Concept on nuclear risks and measures」-For a dialog with society- (1)Nuclear safety design and operation

*安藤　弘[1]，氏田 博士[2]，村松 健[3]，富永　研司[4]

[1]原子力安全システム研究所，[2]キヤノングローバル戦略研究所，[3]東京都市大学，[4]原子力安全推進協会

福島第1原発（1F）事故の結果、我が国では新規制基準に適合するよう各種の安全対策が強化された。新規制基準では、深層防護のレベル1～3の対策を強化するとともに、レベル4の過酷事後対策が追加された。本発表では、深層防護と安全設計の関係について議論するとともに、追加した安全対策の具体例とその経済的負担について報告する。

キーワード：深層防護、ヒューマン・ファクター、過酷事故、1F事故、安全対策

1. 緒言

過酷事故を含めた深層防護を実装化するに際して、我が国はフィルターベントなどの設備対策を中心とする欧州のハードンド戦略を導入した。また、レベル3（DBA設備）とレベル4（SA対策設備）の独立性を極力確保した為、諸外国に比較して豪華な設備対応となり、膨大な安全対策費用を要している。

2. 深層防護の実装化と1F事故後の原子力発電所の取組み

2-1. IAEAの深層防護の検討

IAEAの深層防護は統一されたものではなく、特にレベル3と4の詳細な区分けについては参加機関により意見が微妙に異なり現在も審議中である。この為、深層防護の基本思想は共に遵守するものの、欧州がハードンド戦略に対してヒューマン・ファクタ（HF）を取り入れた米国のFLEX戦略があることに留意することが重要である。我が国では、レベル3（DBA設備）とレベル4（SA対策設備）の独立性を極力確保した為、諸外国に比較して豪華な設備対応となっている。

2-2. 原子力発電所における安全対策と経済的負担

電気事業者は、NRAの新規制基準に適合するよう、さまざまな安全対策を実施、2015年3月までに投じた安全対策費用は約2兆6千億円（新聞報道による）に及んでいる。

また、原子力発電所停止による化石燃料の増加分は約12兆4千億円（経産省報道による）に達し、この経済的負担を電気事業者の経営努力だけではカバーできず、電気料金の引き上げにつながっている。

2-3. HFの活用

1F事故のグッドプラクティスとして「福島50」による事故影響緩和がある。米国のようにHFを適切に活用することにより更なる原子力発電所の安全性向上が期待できる。

3. 結論

深層防護の実装化に際して、HFの取込みやレベル4設備の仕様（レベル3との独立性、他）明確化により、原子力発電所の安全性の向上や安全設備の最適化の可能性があり、今後の検討が望まれる。

参考文献

[1] 日本原子力学会標準委員会「原子力安全の基本的考え方について：第1編別冊 深層防護の考え方」2014年5月

[2] 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る新規制基準について」

---

*Hiroshi Ando[1], Hiroshi Ujita[2] and Ken Muramatsu[3], Kenji Tominaga[4]

[1]Institute of Nuclear Safety System. [2]The Canon of Institute Global Studies. [3]Tokyo City Univ. [4]Japan Nuclear Safety Institute.

「原子力のリスクと対策の考え方」ー社会との対話のためにー
（2）リスクに基づく合理的な安全の考え方について

‘Concept on nuclear risks and measures’-For a dialog with society-

(2) Rational safety consideration based on risk concept

*氏田 博士[1]，村松健[2]，富永 研司[3]，安藤 弘[4]

[1]キヤノングローバル戦略研究所，[2]東京都市大学，[3]原子力安全推進協会，

[4]原子力安全システム研究所

原子力の安全の考え方を、リスクに基づく定量的で合理的な手段で整理することが望まれる。本来、確率論的リスク評価(PRA) とリスクベネフィット解析は、我が国のエネルギー政策を合理的に進めるうえで不可欠なものである。我が国の安全評価を合理的に実施するうえで、安全設計・運用の方式を再構築するとともに、リスク評価とリスクベネフィット解析を有効活用する方策を検討する。

キーワード：確率論的リスク評価、リスクベネフィット解析、深層防護、安全設計・運用、１F 事故対策

1. 緒言

原子力は炭酸ガス放出量削減と万一の重大事故影響という二面性があり社会性が高いので、システムを合理的にとらえるリスクマネジメントの視点で安全を評価し社会と対話を図ることが必要とされる[1-2]。

2. リスク情報に基づく安全の考え方

2-1. リスクマネジメントの在り方

リスクを定量化するリスク分析（PRA）を行い、それを基にさらなる対策の要否や方向性を検討するリスク評価を行い、評価結果に基づき社会と対話するリスクコミュニケーションを図ることが重要である。そのための定量的安全目標設定の有効性については、事故影響の多面性、PRA の不確かさなど課題が指摘されているが、それを踏まえて効果的な安全性向上を進めるための指標として使うことには価値がある。

2-2. リスク評価とリスクベネフィット解析

リスクの要因を系統的に分析し総合的に安全の水準を評価する PRA の活用することにより、深層防護の考え方に基づく安全の強化策がどれほど安全の水準を向上させているか（リスクを低減しているか）を科学的に議論し、設計・運用・規制に反映する土俵を与えることが出来る。

エネルギー源選択の議論には、リスクだけではなくベネフィット（気候変動対策、環境対策、エネルギーセキュリティ等の有効性）も考慮してエネルギーシステムとして比較評価する方法が必要となる。

3. 結論

深層防護の考え方に則ってシビアアクシデント対策のための安全設計と安全運用の組み合わせの効果を適切に評価し、規制や電気事業者における意思決定に反映するためにリスク評価を活用すべきである。さらに我が国のエネルギー政策を国民の合意のもとで進めるために不可欠なリスクベネフィット解析を有効活用する方策を議論し，実現すべきである。

参考文献

[1] 村松 健、過酷事故の防止になぜリスク評価が重要なのか一過酷事故の教訓からー、第１回 原子力発電所過酷事故防止検討会 国際シンポジウム「原子力が有する社会的リスクと科学的リスク」、2014.

[2] 氏田博士、柚原直弘、「システム安全学」、海文堂出版、2015.

---

* Hiroshi Ujita[1], Ken Muramatsu[2], Kenji Tominaga[3], Hiroshi Ando[4]

[1]The Canon Institute for Global Studies, [2]Tokyo City University, [3]Japan Nuclear Safety Institute, [4]Institute of Nuclear Safety System

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

[1I09-12] Severe Accident 1

Chair: Shuji Ohno (JAEA)

Sat. Mar 26, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

[1I09] Development of Dry-Well Cooler for severe accident

＊Ryohei Watanabe[1], Kouji Andou[1], Daiki Sato[1], Naoyuki Ishida[2], Naohisa Watahiki[2], Hideaki Hosoi[2] （1.Hitachi GE,Ltd., 2.Hitachi,Ltd.）

2:45 PM - 3:00 PM

[1I10] Development of Dry-Well Cooler for an severe accident

＊Naoyuki Ishida[1], Naohisa Watahiki[1], Ryohei Watanabe[2], Daiki Sato[2], Kouji Andou[2], Hideaki Hosoi[1] （1.Hitachi, 2.Hitachi GE）

3:00 PM - 3:15 PM

[1I11] Consideration of error reduction methods for aerosol decontamination factor measurement in pool scrubbing experiment

＊Haomin Sun[1], Yasuteru Sibamoto[1], Yuria Okagaki[1], Taisuke Yonomoto[1] （1.JAEA）

3:15 PM - 3:30 PM

[1I12] Bayesian optimization analysis of containment venting strategies in a severe accident

＊Xiaoyu Zheng[1], Jun Ishikawa[1], Yu Maruyama[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

過酷事故対応のドライウェル冷却器の開発
（1）全体概要

Development of Dry-well Cooler for a Severe Accident
(1) Overview

*渡邉 亮平[1]，佐藤 大樹[1]，安藤 浩二[1]，
石田 直行[2]，綿引 直久[2]，細井秀章[2]
[1]日立 GE，[2]日立研開

過酷事故時の格納容器冷却手段としてドライウェル冷却器を活用する場合，従来設備では効果が限定されるため，過酷事故時の活用を前提としたドライウェル冷却器を開発することとした。
キーワード：ドライウェル冷却器、過酷事故、凝縮熱伝達、非凝縮性ガス、格納容器

1. 緒言

過酷事故時の格納容器冷却手段の多様化を目的として，格納容器気相部の冷却が可能なドライウェル冷却器を活用し，過酷事故時に格納容器の圧力抑制が可能なシステム確立の方針を検討した。

2. 開発の概要

2-1. 従来のドライウェル冷却器

図 1 にドライウェル冷却器の ABWR への適用例を示す。常用設備である従来のドライウェル冷却器を過酷事故時に運転した場合，元々の使用環境から大きく変わるため，効果が限定されて格納容器の圧力抑制効果への寄与が小さくなる。そのため，過酷事故環境下においても冷却効果が高く，格納容器の圧力抑制が可能となる過酷事故対応のドライウェル冷却器の開発を行うこととした。

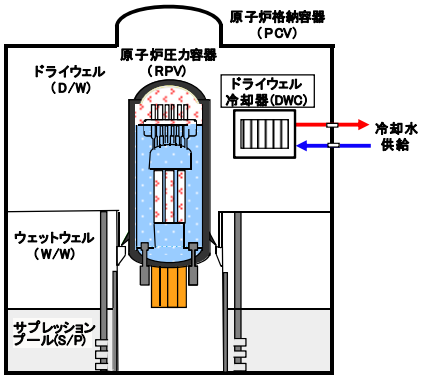


図 1　ドライウェル冷却器
（ABWR への適用例）

2-2. 過酷事故時の使用状況

図 2 に過酷事故時のドライウェル冷却器の使用状況を示す。過酷事故時は，格納容器内の環境の変化により，ドライウェル冷却器における伝熱体系が非凝縮性ガス（窒素，水素）を含む蒸気の凝縮熱伝達となる。また，電源喪失により送風機が停止するため，この蒸気の循環形態は自然循環しか期待できない。そのため，過酷事故対応のドライウェル冷却器は，非凝縮性ガスを含む蒸気の凝縮熱伝達において除熱が促進され，かつ継続的に自然循環が形成される構造とした。

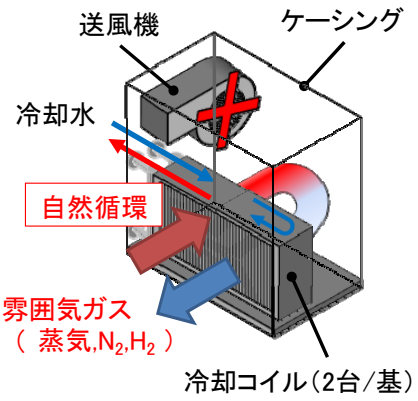


図 2　過酷事故時のドライウェル
冷却器の使用状況

2-3. 開発に向けた対応

開発に向けた対応として，自然循環力を向上させ伝熱が促進される構造としたドライウェル冷却器の要素モデルを作成し，実機の使用環境を模擬した要素試験にて，除熱性能と継続的に自然循環が形成されることを検証し，その試験結果を実機の構造設計に反映することとした。

3. 結論

過酷事故時に格納容器の圧力抑制が可能となる過酷事故対応のドライウェル冷却器を開発するにあたっての方向性を決定した。また，過酷事故時の格納容器冷却に適した構造の要素モデルを作成し，要素試験にて除熱性能と自然循環の継続的形成を検証することとした。

---

* Ryohei Watanabe[1], Daiki Sato[1], Kouji Andou[1],
Naoyuki Ishida[2], Naohisa Watahiki[2] and Hideaki Hosoi[2]
[1]Hitachi GE, Ltd., [2]Hitachi, Ltd.

過酷事故対応のドライウェル冷却器の開発
（2） ３列×５段伝熱管群を用いた伝熱要素試験

Development of Dry-well Cooler for a Severe Accident

(2) Element Heat Transfer Tests Using 3-rows and 5-levels Tube Bundle

*石田 直行[1]，綿引 直久[1]，細井 秀章[1]，
渡邉 亮平[2]，佐藤 大樹[2]，安藤 浩二[2]
[1] 日立研開，[2] 日立 GE

過酷事故に対応したドライウェル冷却器を開発している。３列×５段の伝熱管群を用いた伝熱要素試験結果から、非凝縮性ガスが含まれる場合の凝縮熱伝達による除熱性能を明らかにした。

キーワード：ドライウェル冷却器、過酷事故、凝縮熱伝達、非凝縮性ガス、格納容器

1. 緒言

格納容器除熱手段の多様化を目的として過酷事故対応のドライウェル冷却器を開発している。蒸気よりも密度が大きく伝熱阻害要因となる窒素が含まれる場合に、自然循環力を向上して伝熱を促進できる構造とした新型ドライウェル冷却器の除熱性能を３列×５段の伝熱管群を用いた伝熱要素試験で測定した。

2. 要素試験

2-1. 要素試験体

試験体を図１に示す。長さ 1m の銅製伝熱管で、両側からの伝熱管の影響を考慮できるように３列とし、鉛直方向の窒素濃度変化の影響を５段の伝熱管で確認する。

2-2. 試験条件

主な試験条件を表１に示す。圧力条件は BWR の格納容器設計圧力の２倍を上限とした。窒素濃度条件は、事故シナリオで想定される上限とした。冷却水温度条件は、格納容器から除熱した熱を海水に伝える可搬式熱交換器の仕様を参考に決定した。

2-3. 試験結果

窒素が含まれると純粋蒸気の条件と比較して除熱性能が大きく低下した。窒素による伝熱性能の劣化を考慮するため物質移動を考慮した伝熱モデル[1]を導入し、試験で得られた除熱量と比較した結果を図２に示す。試験での除熱量は計算結果の-20%～+60%の範囲となり、概ね保守側の評価結果となった。また、伝熱管周囲で測定した温度で評価した窒素濃度分布から、仕切り板内外での密度差により、伝熱管上方から下へ向かう混合ガスの循環流が発生することを確認した。

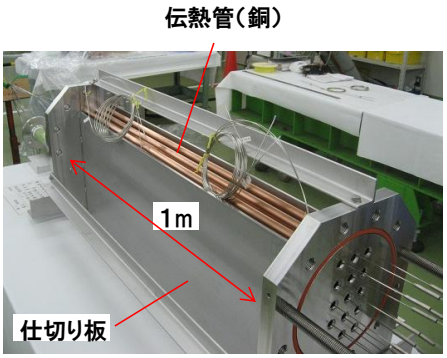


図１　要素試験体

表１　試験条件

圧力	0.2～0.85［MPaG］
窒素濃度	0～30［vol%］
冷却水温度	30～85［℃］

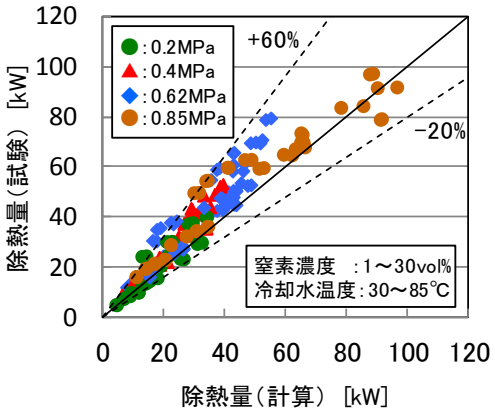


図２　試験と計算結果の比較

3. 結論

物質移動を考慮した伝熱モデルにより、要素試験での除熱量を概ね保守側に再現できることを確認し、実機ドライウェル冷却器を設計できる見通しを得た。

参考文献

[1] 尾花英朗：熱交換器設計ハンドブック

*Naoyuki Ishida[1], Naohisa Watahiki[1], Hideaki Hosoi[1],
Ryohei Watanabe[2], Daiki Sato[2] and Kouji Andou[2]
[1]Hitachi, Ltd., [2]Hitachi GE, Ltd.

プールスクラビング実験におけるエアロゾル除染係数計測の誤差低減に関する検討

Consideration of error reduction methods for aerosol decontamination factor measurement in pool scrubbing experiment

*孫　昊旻[1]，柴本　泰照[1]，岡垣　百合亜[1]，与能本　泰介[1]

[1]日本原子力研究開発機構

プールスクラビングモデルの高度化に資する高精度なエアロゾル除染係数を計測するために、計測誤差を実験的に検証し、その結果に基づく校正手法を用いてプールスクラビング実験を行った。

キーワード：プールスクラビング，エアロゾル計測

1. 緒言

重大事故時に、放射性物質の環境への放出量軽減を図る有効な対策の一つとして、プールスクラビングは、安全評価上重要である。しかし、既存プールスクラビングモデルによる予測結果と実験結果には依然乖離が存在する。モデル高度化のために、本研究では、除染係数の計測誤差を実験的に検証し、その結果を反映し、プールスクラビング実験を行う。

2. スクラビング実験装置

本プールスクラビング実験装置の試験部は、内径 0.2m、全長 4.5m のパイプである。エアロゾル発生器(RBG 2000, PALAS)からのエアロゾルは、空気流に伴って、内径 10mm のノズルから上向きに試験部へ注入される。除染係数を計測するために、光散乱式エアロゾルスペクトルメータ(WELAS 2070, PALAS)を用いて、試験部上流と下流両方のエアロゾルが計測される。上流のエアロゾル計測において、エアロゾルを伴うガスに希釈ガスを混合させてガスを 10 倍希釈する希釈器(VKL 10E, PALAS)を 2 台設置している。

3. 除染係数計測誤差の検討実験

1) WELAS の処理アルゴリズムにおいて、各散乱光信号の強度のみでなく、時間幅も考慮し、粒子径と個数を算出する。上流圧力変化に対する WELAS 計測部における単一粒子の通過時間の設定誤差に起因するエアロゾル粒子径分布計測誤差を実験的に検証した。

2) 希釈器の各粒子径ごとの希釈率を実測し、得られた希釈率と、エアロゾルを伴うガスと希釈ガスの流量比に基づく単一希釈率とを比較し、後者を用いた場合に生じる除染係数の計測誤差を評価し、校正した。

3) WELAS 間の機差に起因する除染係数の計測誤差を実験的に検証した。

4) プールスクラビングの除染係数の計測誤差に繋がる、試験部乾燥内壁の除染係数を実験的に検証した。

5) プール水位に伴う試験部上流圧力変化に対する、注入エアロゾル粒子数の変化を実験的に検証した。

4. スクラビング実験

0.3m 水深に対して、300L/min のエアロゾルを伴う空気流を試験部に注入し、スクラビング実験を行った。結果（図 1）より、上述の検討実験に基づく校正を行わない場合の誤差は明らかである。また、粒子径の増加にともなって、粒子の慣性衝突により除染係数は増加した。

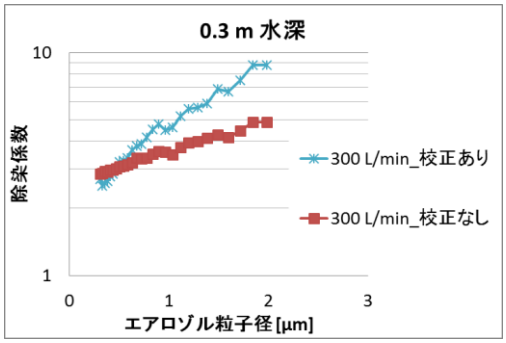


図 1　スクラビング実験結果

本研究成果の一部は，原子力規制委員会より受託した「平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉の事故時熱流動調査）事業」の一部として得られた。

*Haomin Sun[1], Yasuteru Sibamoto[1], Yuria Okagaki[1]and Taisuke Yonomoto[1]

[1]JAEA.

シビアアクシデント時格納容器ベント操作に対するベイズ的最適化解析

Bayesian optimization analysis of containment venting strategies in a severe accident

*鄭嘯宇[1]，石川淳[1]，丸山結[1]

[1]日本原子力研究開発機構

ベイズ統計理論を用いた最適化解析手法を構築し、シビアアクシデントマネジメント（SAM）の一つである格納容器ベントの開閉操作を例とした試解析を実施した。その結果、格納容器外に放出される放射性物質量を抑制する条件の効率的な評価に適用できる見通しを得た。

キーワード：ベイズ的最適化解析，格納容器ベント，THALES2/KICHE コード，ガウス過程

1. 緒言　シビアアクシデント（SA）解析コードを用いて SAM 操作の最適条件を求める場合、SA 解析コードは、入力変数の陽な関数として表わすことができないブラックボックス的な目的関数となる。ベイズ的最適化手法は、このようなブラックボックス目的関数を用いる最適化を効率的に行なうことができる手法の一つである。本研究では、SA 総合解析コード THALES2/KICHE[1]を用いた格納容器ベント操作を伴う BWR の SA 解析を例に採り、ベイズ的最適化手法の応用を試みた。

2. シミュレーションによる格納容器ベント操作の最適化解析

2-1. 事故シーケンス　過渡事象に起因する TQUV シーケンスを選定した。このシーケンスでは、原子炉スクラム及び原子炉容器の減圧に成功するが、高圧及び低圧注水系の作動に失敗する。冷却機能の喪失により炉心溶融が進展し、格納容器ベントが作動しない場合には格納容器の過圧破損に至る可能性がある。

2-2. ベイズ的最適化手法・結果　格納容器ベント弁の開閉条件（ドライウェル圧力 P 及びウェットウェル内ヨウ素量 M）及びベイズ的最適化手法に係わるモデルを表 1 に示す。本解析におけるベイズ的最適化手法[2]では、解析結果に基づいたガウス過程を用いて[3]統計予測モデルを構築し（表 1 中段）、対象とする領域において最適解となり得る入力変数を適合（Adaptive）サンプリングにより探索した（表 1 下段）。図 1 は、図中に示す数字の順序で入力変数（P_1 及び M_1）を設定して 15 回解析した後に得られた予測モデルによる格納容器外へのヨウ素放出量を表わしたものである。図 2 に示すように、5 回目以降の解析結果は最小値に近い値で推移しており、通常のモンテカルロ法に比べて大幅に少ない解析回数で最適条件の範囲を算出し得ることを確認した。

表 1　格納容器ベントの操作条件及びベイズ的最適化手法に関するモデル

Logic control rules for the open/close of the wetwell venting	Vent: open when $(P > P_0) \cup ((P > P_1) \cap (M < M_1))$, close when $(P < P_1) \cup (M > M_1)$ Here, P is the drywell pressure; P_0 is 1.5 times of the design pressure of containment; P_1 and M_1 are the criteria for a venting strategy, the setting of which will be decided via Bayesian optimization.
Prediction model based on Gaussian processes	$\mathbf{f}_* \mid X_*, X, \mathbf{f} \sim N\left(K(X_*, X)K(X, X)^{-1}\mathbf{f}, K(X_*, X_*) - K(X_*, X)K(X, X)^{-1}K(X, X_*)\right)$ Here, k is the covariance function between any two points, and is defined as $k(x_p, x_q) = \exp\left(-(x_p - x_q)^2 / 2l^2\right)$.
Acquisition Function	$a(X) = \kappa\sigma(X) - \mu(X)$　Here, a is used to evaluate the possibility of a point whose output may be the minimum; κ is used to control the trend of exploration (global) or exploitation (local).

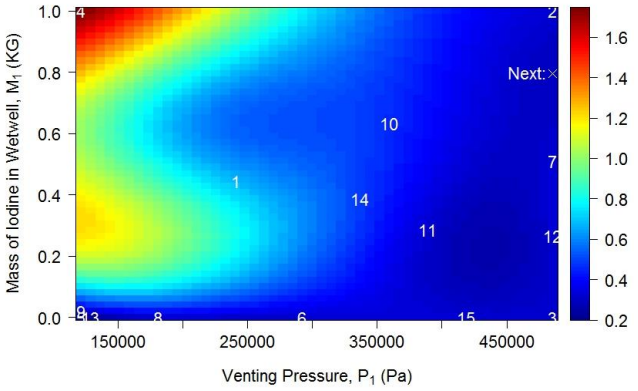


図 1　構築した 2 次元予測モデルと適合サンプリング

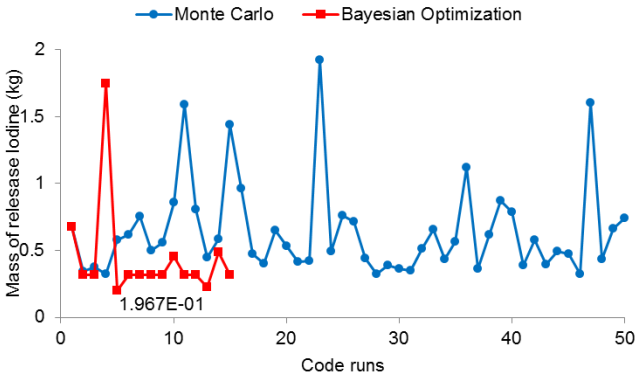


図 2　格納容器外へ放出されるヨウ素の質量

3. 結論　ベイズ的最適化手法を構築するとともに、BWR の代表的な SA シーケンスにおける格納容器ベントの開閉操作を対象とした試解析を通じて、本手法の適用性及び高効率性を確認した。

参考文献　[1] Jun Ishikawa, et al. JAERI-Research 2005-021 (2005)　[2] Jasper Snoek, et al. Practical Bayesian optimization of machine learning algorithms, In NIPS (2012) [3] CE Rasmussen & CKI Williams, Gaussian processes for machine learning (2006)

*Xiaoyu Zheng[1], Jun Ishikawa[1] and Yu Maruyama[1].　[1]Japan Atomic Energy Agency

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

[1I13-16] Severe Accident 2

Chair: Hiroshi Ando (INSS)

Sat. Mar 26, 2016 3:50 PM - 4:55 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

[1I13] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

＊Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1], Toshihiro Yoshii[1], Chikako Iwaki[1], Daigo Kittaka[1], Masashi Tanabe[1] （1.TOSHIBA CORPORATION）

3:50 PM - 4:05 PM

[1I14] Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

＊CHIKAKO IWAKI[1], DAIGO KITTAKA[1], TOSHIHIRO YOSHII[1], MOTOSHIGE YAGYU[1], MASATO OKAMURA[1], MASASHI TANABE[1] （1.Toshiba）

4:05 PM - 4:20 PM

[1I15] Development of Artificial Intelligence Integrated Adsorption Simulation Method for Nuclear-Related Adsorption Process.

＊Masayuki Miyano[1], Yukiko Obara[1], Manami Sato[1], Patrick Bonnaud[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1], Akira Miyamoto[1] （1.Tohoku University）

4:20 PM - 4:35 PM

[1I16] AgX and AgR radioiodine adsorbents as severe accident countermeasures

＊Toshiki Kobayashi[1], Jifeng WANG[1], Yoshihiro ISHIKAWA[1], Yuichiro UZUYAMA[1], Koji ENDO[1] （1.Rasa Industries LTD. Electronic Materials Div. ）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

シビアアクシデント時の水素処理システムの開発
(4)反応材の水素処理速度の検討

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident
(4) Study of Hydrogen Treatment with Metal Oxides

*山田昂[1]，柳生基茂[1]，岡村雅人[1]，吉井敏浩[1]，岩城智香子[1]，橘高大悟[1]，田邊雅士[1]
[1]株式会社　東芝

水素反応材の検討は、これまで酸化銅(II)(CuO)を中心に進めてきた[1]。今回は水素処理時の反応熱が CuO と異なる二酸化マンガン(IV) (MnO_2)および三酸化四コバルト(II,III) (Co_3O_4)の水素処理特性を検討した。各反応材の温度変化を把握することで、反応と原子炉格納容器の過熱抑制を両立できる反応材の方針を見出した。

キーワード：水素処理，金属酸化物，シビアアクシデント， 格納容器

1. 緒言

シビアアクシデント時の水素対策として金属酸化物を用いた水素処理を検討している。金属酸化物は水素との反応により発熱するため、温度が上昇し水素処理速度を向上できる。一方、発熱に伴う原子炉格納容器内の過度な温度上昇は抑制する必要がある。本研究では、水素との反応に伴う反応熱が異なる CuO、MnO_2、および Co_3O_4 を用い、水素処理反応の反応開始温度と、水素処理反応に伴う温度変化について検討した。

2. 実験

CuO、MnO_2、Co_3O_4 の反応材は、φ2mm 成形体を用い、固定床流通装置により水素処理速度を検討した。試験条件を表 1 に示す。水素処理速度は反応材層通過前後のガス中に含まれる水素濃度の差分から算出した。ガス中に含まれる水素濃度はガスクロおよび四重極質量分析計（QM）を用いて計測した。反応材の温度変化は試験開始後 5 分の水素処理速度と発熱量を使用した。

表 1　固定床流通装置試験条件

水素処理材	CuO, MnO_2, Co_3O_4
処理材体積[$\times10^{-6}m^3$]	5.7
処理材重量[$\times10^{-3}kg$]	1.3, 11.0, 12.7
全圧[MPa -abs.]	0.1
試験温度[℃]	80-500
供給ガス	10%H_2/90%N_2

3. 結果・考察

3 種の反応材をφ2mm の成形体とした場合の水素処理特性を確認するため、水素処理速度の温度依存性を検討した（図 1）。既に 3 種の反応材は粉末を用いた試験から、反応開始温度が MnO_2、CuO、Co_3O_4 の順に低温となることを確認している。一方、φ2mm の成型体では反応開始温度は CuO が最も低温となることを確認した。

φ2mm 成形体とした 3 種の反応材の全てで水素との反応が確認できる 350℃において水素処理速度と発熱量を相対的に比較した（表 2）。発熱量の指標である単位水素処理速度あたりのΔT の大小関係から、発熱量は MnO_2、CuO、Co_3O_4 の順に小さくなる。

反応材構成案の一つとして考案した図 2 のように、特性の異なる 3 種の反応材を適切に組み合わせることにより反応場の水素処理速度と温度変化を制御可能であり、反応と原子炉格納容器の過熱抑制を両立できる。

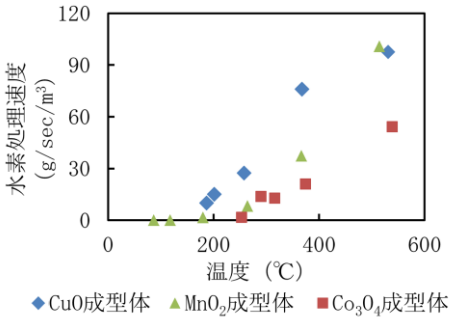


図 1　水素処理速度の温度依存性

表 2　水素処理速度と温度変化

水素処理材	CuO	MnO_2	Co_3O_4
ΔT(最大値) (K)	28.3	19.8	3.4
水素処理速度 (g/sec/m^3)	75.8	37.7	20.8
単位水素処理速度当たりのΔT(K)	0.38	0.53	0.16

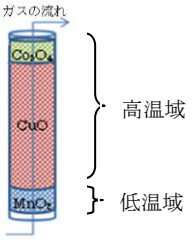


図 2　水素処理装置の反応材構成案

4. 結言

各処理材の温度変化を把握することで、水素処理材の組合せの方針を見出した。

なお、本件は経済産業省平成 25 年度、平成 26 年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（シビアアクシデント時の水素処理システムの開発に向けた基盤整備）の成果の一部である。

参考文献

[1]2014 年原子力学会（秋の大会）予稿「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発(1)反応材の水素処理特性試験」

*Akira Yamada[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1], Toshihiro Yoshii[1], Chikako Iwaki[1], Daigo Kittaka[1]and Masashi Tanabe[1]
[1]TOSHIBA CORPORATION.

シビアアクシデント時の水素処理システムの開発
（5）反応器の水素処理特性試験

Development of Hydrogen Treatment System in Severe Accident

(5) Experimental Study on Processing Characteristics of a Hydrogen Reactor

*岩城 智香子[1]，橘高 大悟[1]，吉井 敏浩[1]，柳生 基茂[1]，岡村 雅人[1]，田邊 雅士[1]

[1]（株）東芝

シビアアクシデント直後に発生する大量の水素を金属酸化物で迅速に処理する水素処理システムを開発している。MnO_2、CuO、Co_3O_4 の φ2mm の造粒体を充填した反応器試験体を用い、水素処理特性に関する基礎データを取得した。また反応モデルを組み込んだ熱流動解析を実施し水素処理速度評価の課題を抽出した。

キーワード：水素処理，金属酸化物，シビアアクシデント，格納容器

1. 緒言

シビアアクシデント時の水素処理装置開発において、これまでに水素処理材として金属酸化物 MnO_2、CuO、Co_3O_4 の 3 種を抽出し、反応速度に関する基礎データを取得した。金属酸化物を反応器に充填して反応させると、処理材温度上昇とそれに伴う水素処理加速などによる温度、濃度空間分布に加え、処理材消費に伴う時間変化が生じるため、このような特性を把握する必要がある。そこで、各種金属酸化物を用いた反応器の水素処理特性に関する基礎データを取得した。また、化学反応モデルを組込んだ熱流動解析により水素処理特性評価手法を検討した。

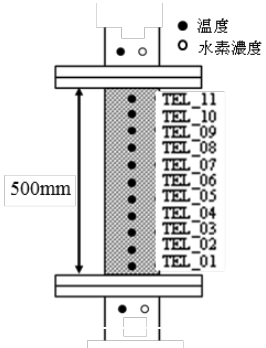


図 1 反応器試験体計測

2. 反応器特性試験および評価

2-1. 試験装置

試験装置は主に、水素と窒素を所定の流量比で混合する混合器、混合ガスの予熱器、反応器試験体より構成される[1]。反応器試験体は内径 40.6mm、高さ 500mm のステンレス管で、φ2mm の球形に成型した金属酸化物を水素処理材として充填した。反応器内の流れ方向 11 か所に挿入した熱電対で温度計測し（図 1）、反応器入口・出口に水素濃度計を設置して水素処理速度を算出した。MnO_2、CuO、Co_3O_4 の 3 種の処理材を単独でそれぞれ反応器に充填し、水素濃度、処理材温度、圧力を変えて試験した。

2-2. 試験および評価結果

試験結果の一例として、処理材に CuO を用い、圧力 0.15MPa、入口水素濃度 5%、ガス流量 17.8NL/min の条件での反応器内温度分布を図 2 に示す。初期温度を 180℃～230℃に一定保持した処理材に混合ガスを供給すると、反応器内は反応熱で一旦昇温し、処理材の消費とガスによる除熱によって次第に降温している。反応器温度ピークは入口から出口にかけて時系列で移行し、処理材による水素処理が徐々に下流へ進行したことを示唆する。反応器入口・出口の水度濃度を図 3 に示す。図中の解析結果は、汎用の熱流動解析コードに化学反応モデルを組込んで構築した解析手法による結果で、出口の水素濃度を比較的良く評価した。ただし、評価結果は反応の進行に伴う反応速度劣化モデルの劣化係数に依存するため、本係数を適切に与えることが課題であることがわかった。

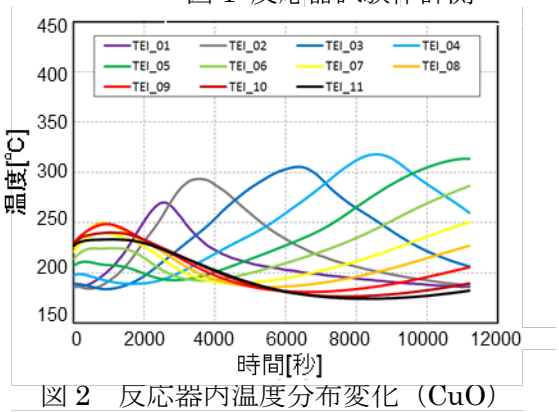


図 2 反応器内温度分布変化（CuO）

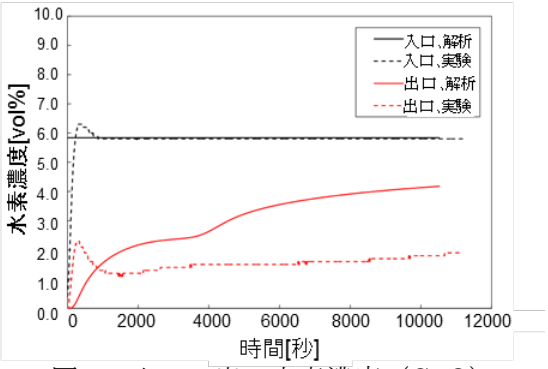


図 3 入口・出口水素濃度（CuO）

3. 結論

反応器試験装置を用いて水素処理速度や温度変化の基礎データを取得し、水素処理特性を評価した。また、反応速度劣化モデルを用いた熱流動解析による水素処理速度評価では、劣化係数を適切に与えることが課題であることがわかった。

なお、本件は経済産業省平成 26 年度発電用原子炉等安全策高度化技術基盤整備事業（シビアアクシデント時の水素処理システムの開発に向けた基盤整備）の成果の一部である。

参考文献

[1] 2014 年原子力学会（秋の大会）予稿「シビアアクシデント時の水素処理システムの開発(2)反応器特性試験」

*Chikako Iwaki[1], Daigo Kittaka[1], Toshihiro Yoshii[1], Motoshige Yagyu[1], Masato Okamura[1] and Masashi Tanabe[1]

[1]TOSHIBA Corporation

原子力関連吸着プロセスのための人工知能融合吸着シミュレーション手法の開発

Development of Artificial Intelligence Integrated Adsorption Simulation Method for Nuclear-Related Adsorption Process.

*宮野　正之[1]，小原　幸子[1]，佐藤　愛美[1]，ボノー　パトリック[1]，三浦　隆治[1]，　鈴木　愛[1]，宮本　直人[1]，畠山　望[1]，宮本　明[1]
[1]東北大学

第一原理計算，量子化学計算，分子動力学法，量子分子動力学法，人工知能等のシミュレーション手法を統合した，多孔質吸着材への放射性物質吸着シミュレーション手法を開発し，吸着メカニズムの解析を行った．

キーワード：計算化学，超高速化量子分子動力学法

1. 緒言

超高速化量子分子動力学(UA-QCMD)法による計算化学手法を，多孔質への放射性物質吸着過程へ適用した．量子論に基づいたミクロレベルでのダイナミクス計算により，多孔質内への吸着について理論的に検討した．

2. 計算手法

UA-QCMD 法は，パラメータ化によって，従来手法に対して約 1000 万倍の高速化を達成している．量子化学計算について，密度汎関数理論(DFT)による第一原理計算結果や実測に基づく熱力学データをよく再現するように，独自の Tight-Binding 近似に用いるパラメータを適切に構築することにより，高速かつ高精度な電子状態計算を可能としている．

3. 結論

各原子各軌道毎に必要となるパラメータについて，新たに人工知能を用いた自動フィッティング機能を組み込むことにより，DFT 計算結果や熱力学データを十分に再現するパラメータを自動的に決定する事が可能となった．これにより，高速で信頼性の高いシミュレーションが実現され，元素種が多い大規模系に応用できる．本手法を，放射性物質の多孔質への吸着過程解析に適用した． 放射性物質の吸着材として，多孔質のゼオライトが使用されている（図 1）．ゼオライト中では，イオン（カチオンン）交換により，放射性物質が吸着される．本研究では，UA-QCMD により交換カチオンである Na^{+}（図 2）と放射性物質 Sr^{2+}（図 3）のゼオライトへの吸着過程を解析し，Sr^{2+}がより安定して吸着することが明らかになった．

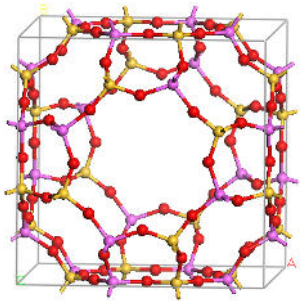


図 1　LTA 型ゼオライト

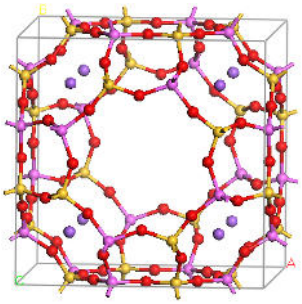


図 2　Na 吸着構造

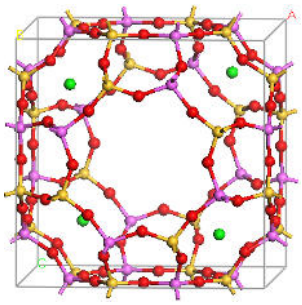


図 3　Sr 吸着構造

*Masayuki Miyano[1], Yukiko Obara[1], Manami Sato[1], Patrick Alain Bonnaud[1], Ryuji Miura[1], Ai Suzuki[1], Naoto Miyamoto[1], Nozomu Hatakeyama[1], and Akira Miyamoto[1]
[1]Tohoku University

シビアアクシデント対策としての放射性ヨウ素吸着剤 AgX と AgR について

Applications of AgX and AgR radioiodine adsorbents as severe accident countermeasures

*小林 稔季，王 吉豊，石川 慶浩，宇津山 雄一郎，遠藤 好司
ラサ工業　株式会社　電子材料事業部

新たな放射性ヨウ素吸着剤 AgR を開発した。その特徴として、銀含量が約 10%と少ないが、ヨウ化メチルの吸着率は DPD ゼロ K でも 99.5%（接触時間 0.24 秒）と良好であり、また、水素との反応性が弱く、水素濃度 10%でも機能する事が確認された。

キーワード：AgX,　AgR,　ヨウ素吸着剤，吸着率，原子力発電所，ベント，モバイル型フィルター。

1. はじめに　（ヨウ素吸着剤 AgX と AgR ）

弊社では、フィルターベントに設置される、放射性ヨウ素吸着剤として、AgX を商品化し、日本の原子力発電所でも採用されています。しかし、ベント条件は原発毎に条件が異なり、その特性に合わせた吸着剤が要望されています。今回、新たな放射性ヨウ素吸着剤 AgR を開発しましたので、その特性を発表致します。また、AgX の追加試験結果やモバイル型空気清浄機についても簡単に発表致します。

2. 新放射性ヨウ素吸着剤 AgR の吸着特性

表 1 にドイツの TUV による放射性ヨウ素 131 を使ったヨウ化メチルの吸着率測定結果を示します。AgR は銀含量が 10%程度と少ないですが、表 1 の様に湿度 100%の DPD ゼロ K に於いても良い吸着率を示しました。

表 1 TUV による放射性ヨウ化メチル吸着率測定結果。
（ガス組成：水蒸気：空気＝95：5 ，圧力　0.98 bar）

接触時間（秒）	DPD 0K (99°C)	DPD 2K (101°C)	DPD 5K (104°C)	DPD 10K (109°C)
0.16	97.68	99.21	99.45	99.83
0.24	99.54	99.89	99.934	99.979
0.32	99.924	99.985	99.994	99.998

図 1 に、少量のヨウ化メチルの入った、ガス組成、水蒸気 53%、空気 24%、水素 10%、窒素 13%の 120°C のガスを接触時間 0.15 秒で、ベント開始時を再現する為、室温の AgR に通気させた時の、温度変化を示します。また、その際のヨウ化メチルの吸着率を表 2 に示します。この様に、水素濃度 10%と高濃度のベントガスにおいても、ベント開始直後から、99.9% と良好な吸着率となりました。

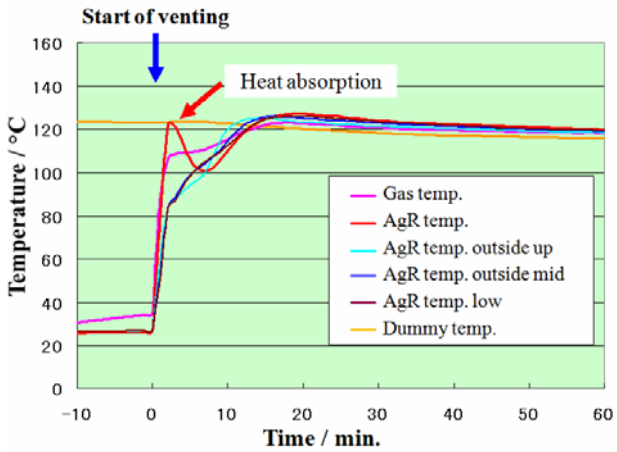


図 1 ベント開始直後 AgR の温度変化。

表 2　ベント開始直後の吸着率。

時間（分）	AgR 温度（°C）	吸着率（%）
0 - 2	26 – 122	99.9
7 - 9	101 – 105	＞99.9
15 -17	126	＞99.9
30 - 32	124	＞99.9
60 - 62	120	＞99.9

参考文献

[1] Jifeng WANG, *et al.*, Properties and Applications of Silver Zeolite (AgX). ICMST-Kobe 2014, Nov. 2-5, 2014.
[2] 小林 稔季、他。第 20 回動力・エネルギー技術シンポジウム。2015 年 6 月 19 日、東北大。講演番号 B213。

*Toshiki Kobayashi, Jifeng Wang, Yoshihiro Ishikawa, Yuichiro Uzuyama and Koji Endo
Rasa Industries, Ltd., Electronic Materials Div.

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

[1I17-20] Accident in LWR 1

Chair: Nozomu Hatakeyama (Tohoku Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 4:55 PM - 6:00 PM Room I (Lecture Rooms B B200)

[1I17] Severe accidents analyses of LWR plant behavior with simulator of RELAP/SCDAPSIM code and graphical interface.

＊Daiki Nunokawa[1], Mitsuyo Tuji[1], Kameyama Takanori[2] （1.Graduate School of Tokai Univ., 2.Tokai Univ.）

4:55 PM - 5:10 PM

[1I18] Severe accidents analyses of LWR plant behavior with simulator of RELAP/SCDAPSIM code and graphical interface.

＊Mitsuyo Tsuji[1], Daiki Nunokawa[1], Takanori Kameyama[2] （1.Graduate school of Tokai Univ., 2.Tokai Univ.）

5:10 PM - 5:25 PM

[1I19] Analysis of boil-off level using RELAP5-3D

＊Takahiro YANO[1], Hiroyasu MOCHIZUKI[1], Tadas Kaliatka[2] （1.University of Fukui , 2.Lithuanian Energy Institute）

5:25 PM - 5:40 PM

[1I20] Experiments and Simulation of Steam Injector for Passive Core-Injection System

＊XINGYONG ZHNAG[1], Hiroto Endo[1], Shuichiro Miwa[1], Michitsugu Mori[1], Hiroto Sakashita[1] （1.Hokkaido Univ.）

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

RELAP/SCDAPSIM を搭載したグラフィカルなシミュレータによる過酷事故時の軽水炉プラントの挙動解析（1）BWR プラントの挙動解析

Severe accidents analyses of LWR plant with simulator of RELAP/SCDAPSIM code and graphical interface
(1) Analysis of BWR plant

東海大　*布川 大樹，辻 光世，亀山 高範

機構論的コード RELAP/SCDAPSIM を搭載し、グラフィカルな入出力によりプラントの挙動の理解が容易な原子炉シミュレータを用いて、BWR プラントの安全審査に関わる事故、レベル 2PSA で考慮すべき事故を解析した。先行解析結果と比較し、BWR プラントでの妥当性を確認できたため、本シミュレータにより安全性向上に関する研究を効率的に進められる。

キーワード：RELAP/SCDAPSIM，シビアアクシデント，　BWR

1. 背景・目的　福島第一原子力発電所の事故以降、国内では新たな原子炉規制基準が実施され、原子炉の炉心溶融を防止するための措置が必要とされる。本研究では、熱水力計算のコアとして RELAP/SCDAPSIMmod3.5[1] を搭載し、グラフィカルなインターフェイスにより圧力容器から発電タービンに至るまでの範囲の挙動を容易に把握することが可能な原子炉シミュレータ[2] を用いて、BWR プラントの安全審査に関わる事故を解析し、解析の妥当性を確認する。さらに過酷事故時の挙動を明らかにする。

2. 解析の対象及び解析条件　解析対象は代表的な BWR-5 プラントにし、解析条件は原子炉設置許可変更申請書[3] に記載されている高圧・低圧注水喪失、全交流電源喪失、LOCA 時注水機能喪失を選定した。申請書では、ガスタービン発電機・蓄電池の給電による原子炉隔離時冷却系や既存設備の代替注水が仮定されているため、本解析では申請書の条件を模擬した解析とさらに注水機能を全て不作動にした解析を加えて実施した。

3. 解析結果　申請書の条件と同様に注水が機能する場合では、全ての解析で安全に収束し、申請書の結果と一致した（表 1 の申請書解析）。本シミュレータの結果の妥当性を確認することができた。

注水が機能しない場合の結果の一例として、②の事象で原子炉水位低レベル 2 で原子炉隔離時冷却系が作動しない場合の原子炉の水位と圧力の変化を図 1 に、被覆管最高温度と水素生成量の変化を図 2 に、事象開始から 88 分経過時と 150 分経過時の炉心損傷の変化を図 3 にそれぞれ示す。送電系統の故障等が発生することで外部電源が喪失し、発電機負荷遮断により原子炉がスクラムした後、全交流電源は喪失した。原子炉水位は給水喪失とともに急速に低下し、事象発生から 42 分で炉心は露出し、被覆管温度上昇が開始した。その後、崩壊熱やジルコニウムー水（Zr-H_2O）反応により温度が制限値（1473K）以上に上昇し燃料破損が発生した。原子炉圧力は逃がし安全弁による圧力制御により約 7.47MPa(a) に抑えられるため、最高使用圧の 1.2 倍（10.44MPa(a)）を十分に下回った。その他の注水が機能しない場合の解析でも進展の速度は異なるものの同様の傾向となり、炉心溶融に至った（表 1 の注水なし）。本解析により燃料溶融に至る過酷事故を模擬できることを確認した。今後は、安全対策の提案等の安全性向上に関する研究を効率的に進めることができる。

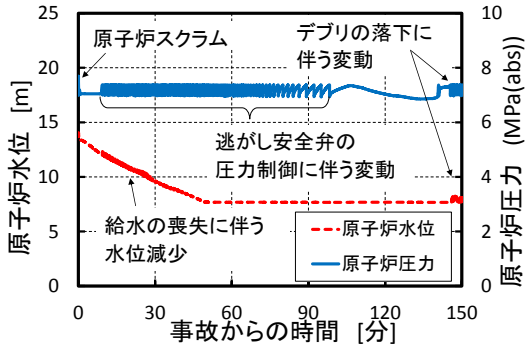


図 1　原子炉の圧力と水位。

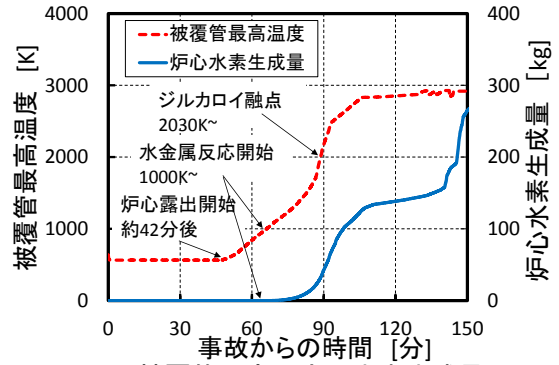


図 2　被覆管最高温度と水素生成量。

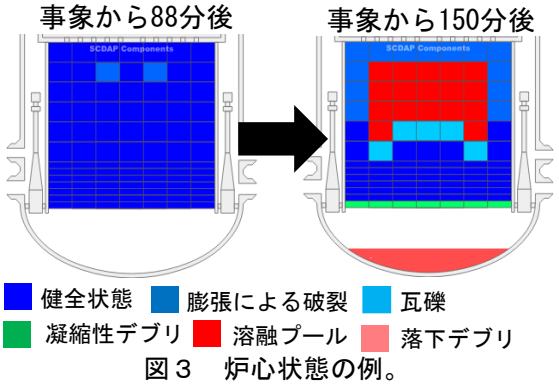


図 3　炉心状態の例。

表 1　実施した解析項目と評価結果

解析項目	作動を仮定する既存の設備	申請書解析	評価	注水なし	評価
①　高圧・低圧注水喪失	高圧代替注水（高圧スプレイ系） 低圧代替注水（補助給水ポンプ 3 台）	T＜1473K	○	T＞1473K	×
		P＜10.44MPa(a)	○	P＜10.44MPa(a)	○
②　全交流電源喪失	原子炉隔離時冷却系 低圧代替注水（補助給水ポンプ 3 台）	T＜1473K	○	T＞1473K	×
		P＜10.44MPa(a)	○	P＜10.44MPa(a)	○
③　LOCA 時注水喪失	高圧代替注水（高圧スプレイ系） 補助給水系（補助給水ポンプ 3 台）	T＜1473K	○	T＞1473K	×
		P＜10.44MPa(a)	○	P＜10.44MPa(a)	○

参考文献 [1] SCDAP/RELAP5/MOD3.2 CODE MANUAL VOLUME Ⅲ USER'S GUID AND INPUT MANUAL (Idaho National Engineering and Environmental Laboratory,1997)、[2]日本原子力学会「2015 年秋の大会」D19、D20（NEL）、[3]平成 27 年度浜岡原子力発電所 3 号機の発電用原子炉設置許可変更申請書　添付資料十.

*NUNOKAWA Daiki[1], TSUJI Mitsuyo[1], KAMEYAMA Takanori[1]
[1]Tokai Univ.

RELAP/SCDAPSIM を搭載したグラフィカルなシミュレータによる過酷事故時の軽水炉プラントの挙動解析（2）PWR プラントの挙動解析

Severe accidents analyses of LWR plant behavior with simulator of RELAP/SCDAPSIM code and graphical interface
(2) Analysis of PWR plant

東海大　*辻　光世，布川　大樹，亀山　高範

機構論的コード RELAP/SCDAPSIM を搭載し、グラフィカルな入出力によりプラントの挙動の理解が容易な原子炉シミュレータを用いて、PWR プラントの安全審査に関わる事故、レベル 2PSA で考慮すべき事故を解析した。先行解析結果と比較し、妥当性を確認できたため、本シミュレータにより安全性向上に関する研究をグラフィカルな入出力を用いて効率的に進められる。

キーワード：RELAP/SCDAPSIM , シビアアクシデント, PWR

1. 背景・目的

福島第一原子力発電所事故以後、国内の原子力の規制基準が改正され、原子炉では過酷事故対策が必要となった。本研究は、機構論的コード RELAP/SCDAPSIM[1]を熱水力計算エンジンとし、グラフィカルなインターフェイスにより計算条件の入力と計算結果の直感的な把握が可能な原子炉シミュレータ[2]を用いて PWR プラントの安全審査に関わる事故、レベル 2PSA で考慮すべき事故を解析し、解析の妥当性を確認する。

2. 解析の対象及び条件

解析対象は一般的な 4 ループ PWR プラントとし、原子炉設置許可変更申請書[3]等に記載されている異常過渡、事故、過酷事故に分類される事例の解析を行った。冷却系 4 ループの内 1 ループを破断ループとし、残り 3 ループを健全ループとして解析する。解析を事例及び計算条件を表 1 にまとめる。

3. 解析結果

解析結果の一例として過酷事故 No.5 の結果を示す。原子炉圧力、蓄圧注入流量、燃料被覆管温度の変化を図 1 に、LOCA 発生から 0 秒と 2000 秒の炉心の損傷割合を図 2 に示す。LOCA 発生直後、炉心水位・原子炉圧力は低下し、原子炉圧力が蓄圧器圧力[4.14MPa]以下になると健全側ループの蓄圧注入が開始され、一時的に炉心水位は回復する。蓄圧器が枯渇した後[254 秒]再び炉心水位は低下し 902 秒で炉心が露出し燃料被覆管温度が上昇する。高圧・低圧注入系が不作動のため炉心の冷却が行えず炉心損傷[1914 秒]に至った。得られた結果は先行解析[4]の結果と炉心溶融に至る範囲でよく一致した。

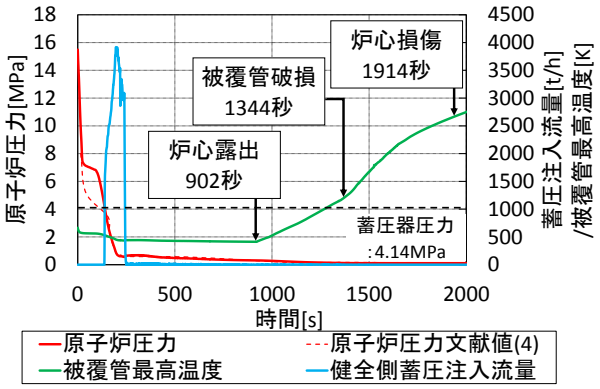


図 1　解析 No. 5 の原子炉圧力・被覆管温度・蓄圧注入流量。

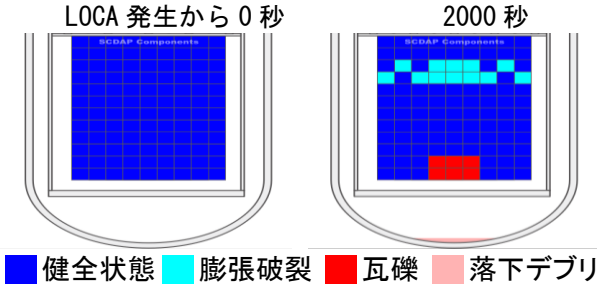


図 2　解析 No. 5 の炉心損傷割合。

解析 1～4 でも先行解析[3]結果と出力、原子炉圧力、被覆管温度の変化が一致した。異常過渡、事故、過酷事故のそれぞれの事例で解析の妥当性を確認できた。今後、グラフィカルなシミュレータにより PWR プラントの炉心損傷の防止に有効な対策の考案を効率的に進めることができる。

表 1 解析事例及び解析条件

	異常過渡			想定事故	過酷事故
解析ケース	制御棒落下		冷却材系の異常な減圧	中小破断LOCA +高圧注入失敗	中破断LOCA +蓄圧注入失敗
解析No.	1	2	3	4	5
初期出力[%]	100	100	100	102	100
起因事象	制御棒クラスタ 1 本落下		加圧器逃がし弁誤開	低温配管 4インチ破断	低温配管 9.9インチ破断
制御棒駆動制御	自動運転	手動運転	自動運転	自動運転	自動運転
加圧器逃がし弁/安全弁		自動運転	－		
主蒸気逃がし弁/安全弁			自動運転	SI信号発信から 11分後開放	
蓄圧注入				自動運転	健全側 3 ループ 自動作動
高圧注入				不作動	不作動
低圧注入				自動運転	不作動
補助給水					不作動
妥当性	○	○	○	○	○

参考文献 [1]「SCDAP/RELAP5/MOD3.2 CODE MANUALVOLUME Ⅲ: USER'S GUIDE AND INPUT MANUAL」(Idaho National Engineering and Environmental Laboratory,1997)　[2]日本原子力学会「2015年秋の大会」D19、D20 , [3] 関西電力大飯発電所原子炉許可設置許可申請書(3、4 号炉完本)本文及び添付書類平成25年8月2日更新　4.独立行政法人原子力安全基盤機構, "レベル2地震PSA手法の整備（4ループPWR）",05 解部報-0096

*TSUJI Mitsuyo[1], NUNOKAWA Daiki[1], KAMEYAMA Takanori[1]
[1]Tokai Univ.

RELAP5-3D によるボイルオフ水位の解析 -(第２報)実験結果との比較-

Analysis of boil-off water level using RELAP5-3D - (2) Comparison -

*矢野 貴大[1]，望月 弘保[1]，T. Kaliatka[2]

[1]福井大学，[2]Lithuanian Energy Institute

実寸大燃料集合体をヒーターで模擬した実験装置を用いてボイルオフ実験が行われ、実水面と計測水位の関係式を導出している。本研究では解析コード RELAP5-3D を用いてこの実験装置をモデル化して解析および実験結果との比較を行い、事故時の炉心および燃料プール水位低下時のボイド率計算精度を検討した。

キーワード：RELAP5-3D, ボイルオフ

1. 緒言　軽水炉では事故時の炉心および使用済み燃料の冷却は冷却材温度や水位などのパラメータを監視して管理している。しかし、計測水位が有効燃料棒頂部（TAF）以下でも発生した蒸気によって冷却材が押し上げられ、実水位は計測水位よりも増えていると想定される。過去の実験では計測水位が TAF 以下でも冷却されることが確認されている。本報告では、過去の実験を RELAP5-3D で解析および実験結果との比較を行い、前報[1]に引続き事故時の炉心および使用済み燃料プール水位低下時のボイド率計算精度を検討した。

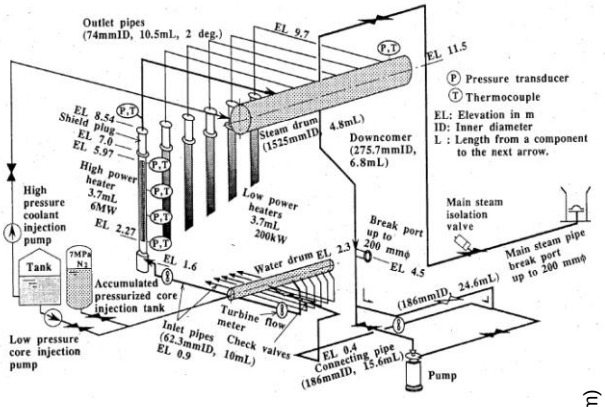


図 1　安全性実験ループ（SEL）の概要

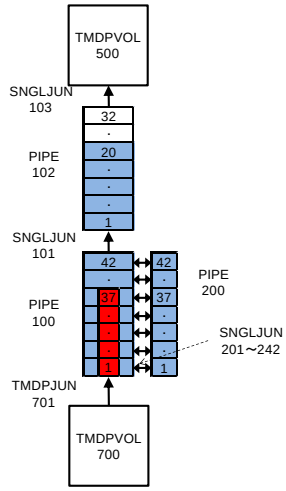


図 2　RELAP5-3D による解析体系

2. 解析概要　解析対象は 1987 年に動燃事業団で行われた低水位条件でのドライアウト実験[2]である。実験装置を図 1 に示す。この実験では 0.1～7MPa の条件下で、有効発熱長 3.7m の実寸大燃料集合体をヒーターで模擬し、ダウンカマー低水位における燃料集合体ドライアウト発生時の炉心水位および燃料集合体被覆管温度データを計測している。ヒーターの出力は崩壊熱を想定して 50～200kW で実験が行われた。この実験においてヒーターの出力とドライアウト水位の関係が導出されている。本解析では、RELAP5-3D を用いてこの実験の解析を行った。解析体系を図 2 に示す。実験結果との比較により、ダウンカマー水位低下時のボイルオフ現象の再現精度を検証する。

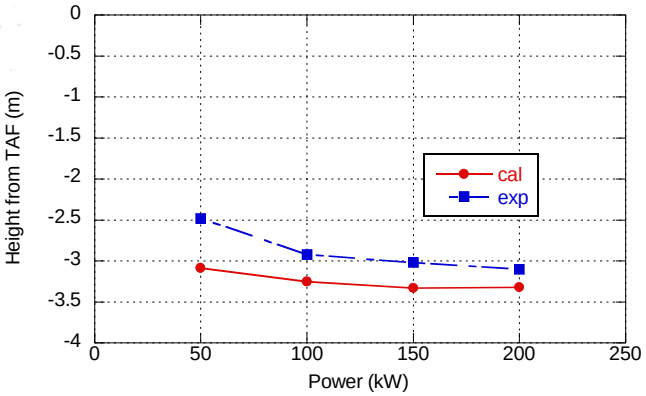


図 3　ボイルオフ時の水位の解析結果

3. 結果・考察　圧力が 0.1MPa、ヒーターの出力が 50～200kW の結果を図 3 に示す。ボイルオフの発生はヒーター被覆管温度の急上昇を基に判断した。その時の試験部の水位を比較している。図 3 より計測部水位が燃料有効発熱長上端(TAF)よりかなり低い状態でボイルオフ現象が生じていることが分かる。実験結果と比較すると解析結果は最大 50cm 高い水位でボイルオフが生じる結果となったが、ヒーターの出力変化におけるボイルオフ水位の変化については実験結果を再現している。そのほかの高い圧力での結果も同様であったため、RELAP5-3D コードで軽水炉運転中の炉心部低水位、燃料貯蔵プールの水位低下におけるボイルオフの予測といった広範囲の圧力条件下での水位の予測が可能であることが確認できた。

参考文献

[1]矢野,望月, RELAP5-3D によるボイルオフ水位の解析, (原学会)2015 年秋の大会」), [2] H. Mochizuki, Dryout phenomena under low water level, Int. Workshop on Nuc. Safety and SA (NUSSA-2014), Kashiwa, Japan, (2014).

*Takahiro Yano[1], Hiroyasu Mochizuki[1] and Tadas Kaliatka[2]

[1]University of Fukui, [2]Lithuanian Energy Institute.

静的炉心注水系における蒸気インジェクタの実験評価と数値解析に関する研究

Experiments and Simulation of Steam Injector for Passive Core-Injection System

*張星永，遠藤宏純，三輪修一郎，森治嗣[1]

[1]北海道大学 大学院工学研究院

A steam injector (SI) can be used in a next generation nuclear power plant to provide coolant passively to the core without a power source as RCIC even if SBO. Experiments were carried out and built the model for analyzing the heat transfer mechanism in the SI.

Keywords: Reactor Core, Steam Injector, Passive Cooling, Core Injection, CFD, Startup

1. 緒論　蒸気インジェクタ（Steam Injector: SI）は高圧蒸気と水による直接接触凝縮による高い熱伝達率を利用し，外部からの電源供給無しに水噴流を加速・昇圧させる静的ジェットポンプである。原子力発電プラント全電源喪失時に静的注水系としての適用が期待できる。本研究では汎用 CFD コードである Star-CCM+を用い SI 内での熱流動現象を解明した。

2. 実験装置 SI テスト部は蒸気ノズル及び水ノズル、混合ノズル、オーバーフロー、スロート、ディフューザから構成されている。実験での水の温度は 22℃で、噴流質量流量 0.3~0.6kg/s、供給蒸気の圧力 0.15~0.55MPa である。

3. CFD モデル　本研究では Star-CCM+を用い、SI テスト部の混合ノズルで発生した直接接触凝縮現象の予測を行う（Fig.1）。水と蒸気の間のエネルギー及び質量交換を計算する際、蒸気を球体粒子と見なした。液相と気相の熱伝達を計算し質量移動量を求めた。

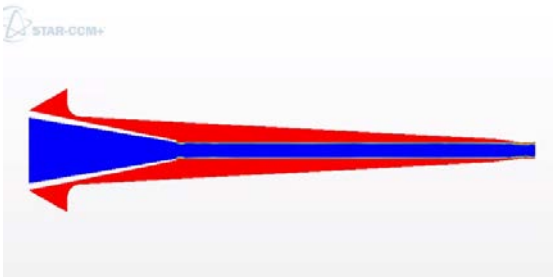


Fig1.　CFD model of SI

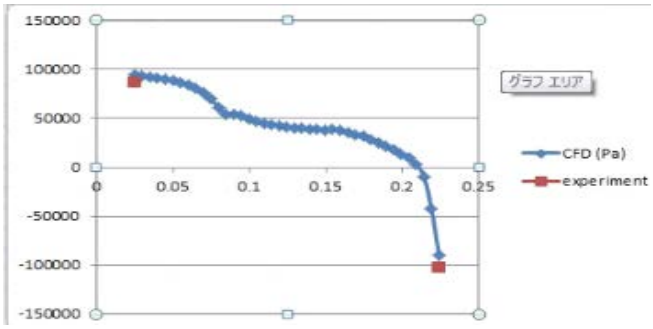


Fig2. Pressure distribution in the mixing nozzle

4. 解析結果および考察

実験の蒸気入口圧力は 0.204MPa、解析の蒸気入口圧力は 0.2MPa である。計算の結果によると、圧力の変化と実験の結果と良く一致していることが確認できた。以下に入口の流量の関係を示す：

ケース	実験	CFD 解析
質量流量比(蒸気/水)	0.429	0.442

蒸気ノズルと混合ノズルで蒸気は音速になり、スロートの前で蒸気の速度が下がることも観察できた。

5. 結論

①　凝縮により混合ノズルで負圧になること及び蒸気流速は音速になっていると考えられる。

②　今回使っている凝縮モデルは水中心型 SI の凝縮特性評価解析に適用可能である。

③　ここで実験に用いた SI は供給蒸気圧力が約 0.5MPa で吐出圧～1MPa 以下で適用可能である。

参考文献

[1] 阿部 豊，柴山 隼輔，他，日本機械学会論文集（B 編）(2013-4) 79 巻 800 号.

[2] A. Shah, I.R. Chughtai, M.H. Inayat, Int. J. Multiph. Flow 37 (10) (2011) 1305–1314.

*XingYong Zhang, Hiroto ENDO, Shuichiro MIWA, Michitsugu MORI [1]

[1]Hokkaido Univ.

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

[1J01-05] Fusion Reactor Component Technology (Divertor)

Chair: Satoshi Ito (Tohoku Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 10:30 AM - 11:55 AM Room J (Lecture Rooms C C102)

[1J01] Development of high strength W/V/Au/ODS-Cu joint using HIP process

＊Hiroyuki Noto[1], Tetsuya Yamada[2], Yoshimitsu Hishinuma[1], Takeo Muroga[1] （1.National Institute for Fusion Science, 2.Nagoya University）

10:30 AM - 10:45 AM

[1J02] Progress of research and development for ITER Full-W divertor

＊KOICHIRO Ezato[1], Yohji Seki[1], Satoshi Suzuki[1], Kenji Yokoyama[1], Hirokazu Yamada[1], Tomoyuki Yamada[1] （1.JAEA）

10:45 AM - 11:00 AM

[1J03] Progress of research and development of Full-W ITER divertor

＊Yohji Seki[1], Koichiro Ezato[1], Satoshi Suzuki[1], Kenji Yokoyama[1], Hirokazu Yamada[1], Tomoyuki Hirayama[1] （1.JAEA）

11:00 AM - 11:15 AM

[1J04] Deuterium retention behavior of tungsten with argon gas puffing

＊Toshiyuki Kasama[1], Yuji Yamauchi[1], Yuji Nobuta[1], Kiyohiko Nishimura[2] （1.Hokkaido Univ., 2.NIFS）

11:15 AM - 11:30 AM

[1J05] Heat load analysis of the divertor tile of Large Helical Device during long pulse discharge

＊Hiroto Matsuura[1], Ippei Watanabe[2], Hirohiko Tanaka[3], Yasuhiro Suzuki[3], Kenichi Nagaoka[3] （1.Radiation Research Center, Osaka Pref. Univ., 2.The Graduate University for Advanced Studies, 3.National Institute for Fusion Science）

11:30 AM - 11:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

HIP 法による W/V/Au/ODS-Cu 接合の開発研究

Development of high strength W/V/Au/ODS-Cu joint using HIP process

*能登　裕之[1]，山田　哲也[2]，菱沼　良光[1],室賀　健夫[1]

[1]核融合科学研究所，[2]名古屋大学大学院

本研究では、W と Cu 合金の接合法として、バナジウムと(V)と金(Au)の二層中間材を用いた二段階拡散接合法を提案した。この Au 中間層の厚さを制御することにより、接合後 V/Cu 界面における Au の残留を抑制した。また界面形状を観察した結果、液相-固相反応と考えられる凹凸のある界面を得た。

キーワード：タングステン，分散強化銅， 拡散接合，

1. 緒言　核融合炉材料研究において、熱・および粒子の排気機能を担うダイバータの開発研究が非常に重要な位置づけとなっている。特に高いプラズマ対向特性や除熱性を兼ね備えたダイバータの開発が求められている。そのプラズマ対向材料(PFM)として注目されているのがタングステン(W)材料である。W は高融点を有し、耐スパッタリング性を示すなど PFM としての特徴を持っている。また、ヒートシンク材料として期待されているのが銅(Cu)合金である。銅合金は高い熱伝導性を持ち、近年の研究では、分散強化法を施し高強度化にも成功している。ゆえにこれらを組み合わせたダイバータの設計が候補として挙げられており、接合技術が必要不可欠な研究とされている。しかしながら W/Cu は互いにほとんど固溶せず、非常に大きな熱膨張差を持っている。これは相互拡散による高強度な接合界面をつくることが困難なことを示しており、大きな熱膨張差は接合後に割れを引き起こす熱応力を発生させる懸念がある。このような理由からこれまで、濡れ性により密着性を図ったろう付け接合が検討されてきたが、ダイバータ設計の猶予に限りがあった。そこで本研究では、融点の異なる二層の新規中間材を使用し、二段階で拡散接合を施すことにより W/Cu 接合のさらなる高性能化を目的とした。

2. 実験　本研究では、母材となる W と Cu 合金をそれぞれ、結晶粒配向性が接合に影響を与えない等方結晶粒を有する W(S-TUN：日本タングステン社)と内部酸化法により製造された DS-Cu(GLIDCOP®:North American Höganäs High Alloys)を用いた。これらの弾性的熱応力緩和中間材として、純バナジウム(V)を配置し、V/DS-Cu との接合のために物理蒸着法(PVD)による Au 中間層(700nm)を用い接合を行った。V は W,Cu に対し固溶限を持ち、熱伝導特性、塑性変形能にも優れており、高温熱変動下のダイバータに適応できると考えた。その接合順として、初めに拡散接合を考慮し、W/V を 1250℃10MPa において 1 時間保持し固相拡散接合を行った。その後 V 面を研磨・清浄化し、アルゴン下の熱間等方圧加圧(HIP)法を用いて、950℃ 150MPa において 1 時間保持し、S-TUN/V/PVD-Au/Grid Cop の液相固相反応接合を試みた。得られた接合材については超微小曲げ試験により各界面の降伏および破壊強度を評価した。

3. 結果・考察　接合界面を観察した結果、W/V では欠損は見られず滑らかな界面が見られた。一方で V/Cu 界面において、PVD-Au を用いることにより凹凸のある界面が観察された。これは PVD-Au を用いたことによる、銅合金の等温溶解・凝固プロセスに起因するものであると考えられる。また接合後の界面近傍において Au 元素の残留は見られず、均質化過程が十分に行われたと考えられる。また機械的特性を評価した結果、各界面においても PVD-Au を用いたほうが高い強度を示し、最も弱く破壊起点となった W 内部に関しても、従来のろう付け接合を超える破壊強度を示した。

---

*Hiroyuki Noto[1], Tetsuya Yamada[2], Yoshimitsu Hishinuma[1], and Takeo Muroga[1]

[1]National Institute for Fusion Science, [2] Nagoya Univ.

ITER フルタングステン・ダイバータ開発の進展
(1)プラズマ対向ユニット実機長プロトタイプの製作と高熱負荷試験

Progress of Research and Development for ITER Full-W Divertor

(1)Manufacturing full-scale prototypes of plasma facing units and their high heat flux testing

*江里　幸一郎[1]，関　洋治[1]，鈴木 哲[1]，横山堅二[1]，山田弘一[1]，平山智之

[1]原子力機構 那珂

ITER フルタングステン・ダイバータ用プラズマ対向ユニットの実機長プロトタイプを製作し、冷却管や接合部が 10MW/m²・5000 サイクル・20MW/m²・1000 サイクルの繰り返し高熱負荷に耐えることを実証した。

キーワード：イーター 、ダイバータ 、プラズマ対向ユニット、高熱負荷試験、タングステン

1. 緒言　原子力機構は、国内メーカと協力し、2012 年より ITER 用タングステン(W)・ダイバータの製作技術開発に着手した。小型試験体の製作・高熱負荷試験を経て 2014 年よりダイバータ受熱部であるプラズマ対向ユニット(PFU)の実機長プロトタイプ製作を製作し、それらプロトタイプに対して 2015 年に ITER 機構(IO)が実施した高熱負荷試験の結果を報告する。

2. プラズマ対向ユニット(PFU)プロトタイプの製作と加熱試験　図 1(A)に製作した PFU プロトタイプの外観を示す。PFU は最も高い熱負荷を受けるターゲット(直線)部に 56 枚、バッフル(湾曲)部 90 枚、合計 146 枚の W タイルと銅合金(CuCrZr)を、無酸素銅緩衝層を介して冶金的に接合する。W タイルと無酸素銅緩衝層は冷却管との接合に先立ち接合されており、冷却管と無酸素銅緩衝層の接合は銅合金系のロウ材を用い、CuCrZr の製造方法における熱処理(溶体焼鈍+時効熱処理)と同様の接合熱処理を行っている。製作した PFU プロトタイプは、ロシア・エフレモフ研究所に設置された ITER ダイバータ試験装置において、幾つかの領域に分け、領域毎に電子ビームを照射し、高熱負荷を与えた。10MW/m²・10 秒・5000 サイクルおよび 20MW/m²・10 秒・1000 サイクル(設計サイクルは 300 サイクル)の熱負荷試験を行った結果、図 1(B)に示すように W タイル表面は 20MW/m²・1000 サイクル後において再結晶や変形を示すものの、照射されたすべてのブロックにおいてタイルを二分するような巨視的な亀裂は観察されなかった。また、W モノブロックの接合部の接合劣化に伴う表面温度上昇や冷却管からの水漏れは発生せず、IO が実施した認証試験である繰り返し高熱負荷試験に合格した。

図 1 (A)試験架台上の PFU プロトタイプと熱負荷試験(20MW/m²)終了後の W モノブロック表面 (B)300 サイクル終了後、(C)1000 サイクル終了後

3. 結論　これらの結果は原子力機構および製作メーカの PFU 製作に関する技術的な成熟度が ITER ダイバータ機器の製作に着手可能なレベルに到達していることを示すものである。

*Koichiro Ezato[1], Yohji Seki[1], Satoshi Suzuki[1], Kenji Yokoyama[1], Hirokazu Yamada[1], Tomoyuki Hirayama, [1]JAEA.

ITER フルタングステン・ダイバータ開発の進展
(2) プラズマ対向ユニット実機長プロトタイプに対する高熱負荷試験後のタングステン形状

Progress of Research and Development for ITER Full-W Divertor

(2) Deformation of Tungsten after High Heat Flux Testing for Full-Scale Prototypes of Plasma Facing Units

*関 洋治[1]，江里 幸一郎[1]，鈴木 哲[1]，横山 堅二[1]，山田 弘一[1]，平山 智之

[1]原子力機構 那珂

ITER フルタングステン（W）ダイバータ用プラズマ対向ユニットの実機長プルトタイプに対する熱負荷試験後の塑性変形したタングステン形状の寸法結果を報告する。

キーワード：イーター 、ダイバータ 、プラズマ対向ユニット、高熱負荷試験、タングステン

1. 緒言

原子力機構は、ITER ダイバータの受熱部であるプラズマ対向ユニット(PFU)の実機長プロトタイプを製作し、繰り返し熱負荷に対する耐久性の確認のために、エフレモフ研究所にて 10MW/m^2・10 秒・5000 サイクルおよび 20MW/m^2・10 秒・1000 サイクル(設計サイクルは 300 サイクル)の高熱負荷試験を実施した。ITER ダイバータでは、W タイル端部への入熱の集中を抑制するために、隣接するタイルの平面度は ±0.3mm が要求されている。そこで熱負荷試験後の W 表面の形状を計測した結果を報告する。

2. 高熱負荷試験後の W 表面の塑性変形

図 1(A)に高熱負荷試験後の W 表面（24 個）の外観を示す。熱負荷試験中の W 表面の温度は、電子ビーム照射中(10 秒)に約 2000 度、電子ビーム停止時(10 秒)には冷却水温度(70℃)になり、昇温と冷却を繰り返す。この間の塑性変形の蓄積は、冷却管軸上の W タイル表面中央に集中しており、熱負荷後にタイル間ギャップが狭くなって、一部接触している部分も観察された。さらに、タイルの平面度に関わる高さの変化を調べるために、レーザー変位計で W 表面を計測した結果を図 1(B)に示す。熱負荷を課していない W タイル-B の表面を基準面（平均値ゼロ）とした。熱負荷を課した W タイル-A では、四隅で隆起しており、+0.2 mm 程度の変化量であった。一方、冷却管軸上の W 表面中央は凹む傾向であり、−0.2 mm 程度の変化量であった。

3. 結論

ITER ダイバータの最大熱負荷である 20 MW/m^2 を、設計値（300 サイクル）の 3 倍以上にあたる 1000 サイクルの繰り返し照射した後に、W 表面の変形量を計測したところ、W タイル四隅と中央の変化量が特に顕著であったが、未照射面を基準としてその変形量は、0.6 mm(±0.3 mm) 以内であり、ITER 機構が要求する平面度を満足することを示した。

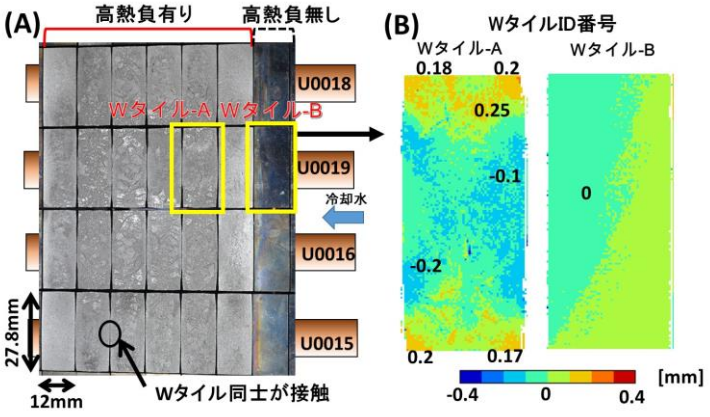


図 1 (A)高熱負荷試験後の W タイル表面外観および(B)平面度

*Yohji Seki[1], Koichiro Ezato[1], Satoshi Suzuki[1], Kenji Yokoyama[1], Hirokazu Yamada[1], Tomoyuki Hirayama, [1]JAEA.

アルゴンガスパフ下におけるタングステンの重水素保持挙動

Deuterium retention behavior of tungsten with argon gas puffing

*笠間 俊行[1]，山内 有二[1]，信太 祐二[1]，西村 清彦[2]

[1]北海道大学，[2]核融合科学研究所

核融合炉ダイバータ板が受ける熱・粒子負荷への耐性をもつタングステン材料の利用や、負荷を低減するためにダイバータプラズマにアルゴンなどの中性ガスを導入するガスパフの利用が研究されている。本研究ではアルゴンを近傍に導入したときのタングステンの重水素保持挙動の変化を調べた。

キーワード：ダイバータ，タングステン，重水素保持，ガスパフ，アルゴン

1. 緒言

核融合炉では高い熱・粒子負荷を低減するためにアルゴンなどのガスをダイバータプラズマに導入するガスパフの利用が検討されている。しかしダイバータ候補材料であるタングステンのガスパフ下における水素同位体保持・脱離挙動は十分に解明されていない。本研究ではアルゴンガスパフ下の重水素保持・脱離挙動の解明のため、ECR プラズマ照射装置[1]を用いてタングステン試料近傍にアルゴンガスを導入しつつ重水素プラズマを照射し、重水素保持挙動を調べた。

2. 実験

多結晶タングステン板試料に対し、前処理として機械研磨、エタノール超音波洗浄、真空脱ガス処理を行った。ECR プラズマ照射装置によって重水素プラズマを生成したのち、試料近傍に 0-2 sccm の範囲のアルゴンガスを導入しつつ試料に 250V の負電圧を印加することでプラズマを照射した。照射後試料を昇温速度 0.5K/s で 1273K まで昇温し、重水素の昇温脱離スペクトルを測定した。表面形態を日本電子製の走査電子顕微鏡 JSM-6510LA(SEM)を用いて観察し、重水素保持・脱離メカニズムについて検討した。

3. 結果・考察

アルゴンを導入しなかった試料での D_2 の昇温脱離スペクトル（Fig.1）では、低温側(500K 程度)と高温側(650K 程度)の二つのピークがみられた。アルゴン導入によりこれらピークの脱離量やピーク温度に大きな変動がみられた。アルゴンが試料表面に照射されたことで、表面の不純物が除去され照射中の脱離が促進されたほか、表面が局所的に加熱され重水素の拡散が促進されたためと考えらえる。アルゴンを 2.0sccm 導入した重水素照射では 420K に新たなピークが現れた。SEM による表面形態観察の結果、1.0sccm 以上アルゴンを導入した場合照射後表面の結晶粒界が明確となった。粒界部分の選択的エッチングが促進されたためと考えられる。このことから、高アルゴン導入の場合高いエネルギーのアルゴンイオンが多く照射し、表面での欠陥生成も促進されると考えられる。重水素が表面近傍に生成された欠陥に多く捕捉されるようになったため、420K の脱離ピークが現れたと考えられる。

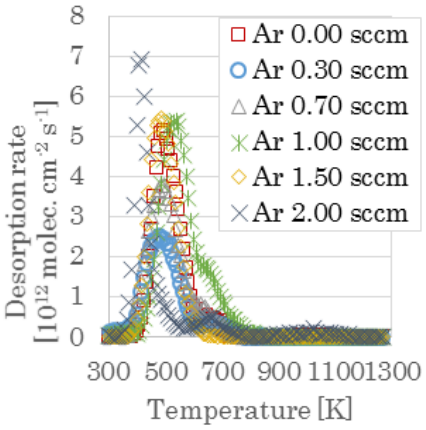


Fig.1 Thermal desorption spectra of D_2 for plasma-irradiated tungsten with Ar gas puffing.

本研究の一部は、北海道大学光電子分光分析研究室において文部科学省ナノテクノロジープラットホーム事業を通じた技術的支援を受けて実施された。

参考文献

[1] Y. Kakuda et al., PLASMA Conference 2014, 19PA-014

*Toshiyuki Kasama[1], Yuji Yamauchi[1], Yuji Nobuta[1], Kiyohiko Nishimura[2]

[1]Hokkaido Univ., [2]NIFS

長時間放電における大型ヘリカル装置ダイバータータイルの熱負荷解析

Heat load analysis of the divertor tile of Large Helical Device during long pulse discharge

*松浦 寛人[1]，渡邉 一平[2]，田中 宏彦[3]，鈴木 康浩[3]，永岡 賢一[3]
[1]大阪府大，[2]総研大，[3]核融合研

大型ヘリカル装置に閉じ込められたプラズマの磁気軸位置を内外にゆっくりとシフトしたときのダイバータータイルの温度が熱電対を使って計測されている。我々が開発した非定常熱流束評価法を適用し、タイルへの熱流束履歴を評価し、赤外カメラデータ及び磁場計算との比較を試みた。

キーワード：大型ヘリカル装置、熱流束評価、ダイバータータイル、磁気軸スイング

1. 緒言

大型ヘリカル装置では 30 分を超える長時間の高性能プラズマの閉じ込めが実現されている。その際、ダイバーター板の過剰温度上昇による放電停止を避けるため、磁気軸スイングによりダイバータープラズマの接触点を周期的に変化させている。

2. 実験

大型ヘリカル装置のダイバータータイルの素材は IG-430U(東洋炭素)で、水冷されている。[1]今回、トロイダル方向の 1 セクション内に設置された 5 つのタイルの温度データに注目した。測定例の一つを図 1 に示す。プラズマは ICRF 加熱でおよそ 400 秒維持され、その間に磁気軸の大半径位置が 3.65m から 3.69m までおよそ 3 往復している。[2]

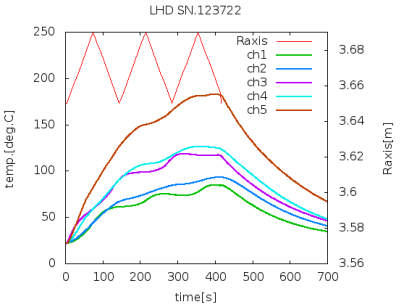


図 1. ダイバータータイルの温度変化

チャンネルごとに磁気軸スイングに対する応答が異なっているが、熱流束の時間履歴の推定と各タイルに到達する磁力線のトポロジーの比較が必要である。図 1 でチャンネル 5 の信号が特に大きいが、これは磁力線に対するタイルの向きが他に比べて大きいためと考えられている。予備的な解析によれば、例えばチャンネル 3 の熱流束は、プラズマ通電中は 50～100kW/m^2 の範囲で磁気軸スイングと同様に変動することが示された。

3. 結論

ダイバーター板への熱流束のゆっくりした時間変化を熱電対で測定した温度データから再構成することができた。この方法は表面状態の変化に依存しないため、赤外カメラを用いた 2 次元計測の校正データを与えると期待される。本研究は核融合科学研究所の一般共同研究(NIFS14KLPR022) 及び双方向共同研究(NIFS14KUGM089/NIFS14KUHL061)の援助を受けている。

参考文献

[1] H.Ogawa et al.: PFR, 2 (2007) 043.

[2] H.Tanaka et al.: 24th ITC (2014, Toki).

*Hiroto Matsuura[1], Ippei Watanabe[2], Hirohiko Tanaka[3], Yasuhiro Suzuki[3] and Kenichi Nagaoka[3]

[1]Osaka Pref. Univ., [2]SOKENAI, [3]NIFS.

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

[1J06-11] Fusion Reactor Component Technology (Superconducting Magnet)

Chair: Hisashi Tanigawa (JAEA)

Sat. Mar 26, 2016 2:45 PM - 4:20 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[1J06] Research progress in joint and cooling techniques for a remountable high-temperature superconducting magnet

＊Satoshi Ito[1], Shunsuke Sasaki[1], Hidetoshi Hashizume[1] （1.Tohoku Univ.）

2:45 PM - 3:00 PM

[1J07] Research progress in joint and cooling techniques for a remountable high-temperature superconducting magnet

＊Tatsuki Nishio[1], Satoshi Ito[1], Hidetoshi Hashizume[1] （1.Tohoku Univ.）

3:00 PM - 3:15 PM

[1J08] Research progress in joint and cooling techniques for a remountable high-temperature superconducting magnet

＊Luis Aparicio[1], Satoshi Ito[1], Hidetoshi Hashizume[1] （1.Tohoku Univ.）

3:15 PM - 3:30 PM

[1J09] Research progress in joint and cooling techniques for a remountable high-temperature superconduction magnet

＊weixi chen[1], noritaka yusa[1], satoshi ito[1], hidetoshi hashizume[1] （1.Tohoku Univ.）

3:30 PM - 3:45 PM

[1J10] Present status of construction of superconducting Tokamak JT-60SA

＊Yoshitaka Ikeda[1], JT-60SA Team[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

3:45 PM - 4:00 PM

[1J11] Present status of construction of superconducting Tokamak JT-60SA

＊Fuminori OKANO[1], JT-60SA Team[1] （1.JAEA）

4:00 PM - 4:15 PM

©Atomic Energy Society of Japan

分割型高温超伝導マグネットの接合／冷却技術の研究進展
（1）金属多孔質挿入流路の熱伝達特性

Research progress in joint and cooling techniques for a remountable high-temperature superconducting magnet

(1) Heat transfer characteristics of a metal porous media inserted channel

*伊藤 悟[1]，佐々木 駿介[1]，橋爪 秀利[1]

[1]東北大学

DEMO 炉や商用炉の大型超伝導マグネットの設計案として、機械的接合を用いた分割型高温超伝導マグネットを提案しており、接合部の局所発熱除去のために金属多孔質挿入流路を使用することを提案している。本講演では当該流路の水と液体窒素の伝熱実験データを元に構築した伝熱相関式について報告する。

キーワード：超伝導マグネット，高温超伝導体，金属多孔質体，熱伝達特性

1. 概要

次世代核融合炉の超伝導マグネットの設計案としてマグネットを高温超伝導化し、分割製造・組立によって製作・運用する分割型高温超伝導マグネットを提案している[1]。本コンセプトでは、マグネット接合部の局所冷却に潜熱輸送が可能な金属多孔質挿入流路の適用を検討している。本発表では、ブロンズ粒子焼結金属多孔質体に水[2]および液体窒素[3]を用いた場合の沸騰曲線の実験データを元に構築した伝熱相関式について報告する。

2. 伝熱相関式の構築

金属多孔質挿入流路の対流沸騰熱伝達について、強制対流領域、強制対流＋核沸騰領域、核沸騰限界点（DNB 点）の 3 つについて、伝熱相関式を構築した。強制対流領域については、非焼結多孔質流路の伝熱相関式である Achenbach の式[4]に粘性項、熱拡散項、伝熱面と多孔質の接触抵抗を表す定数項を加えて修正した。図 1 に実験的に得られた熱流束[2,3]と修正した伝熱相関式の比較を示す。実験精度の低い 10^{-2} MW/m^2 を下回る熱流束条件を除き、±40%の精度で実験結果と伝熱相関式を一致させることができた。また、核沸騰領域、DNB 点についても平滑管に対する既存の伝熱相関式を修正して、実験結果とそれぞれ±40%、±30%の精度で一致させることができた。具体的な修正伝熱相関式、実験結果との比較については、講演当日に紹介する。

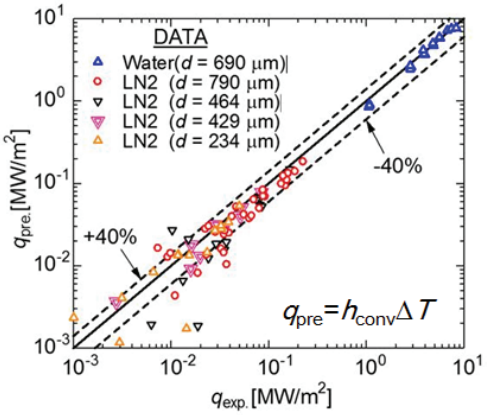


図 1 対流領域における熱流束の実験結果 $q_{exp.}$ と予測結果（伝熱相関式）$q_{pre.}$ の比較

参考文献

[1] H. Hashizume and S. Ito, Fusion Engineering and Design, Vol. 89, (2014), pp. 2241-2245.

[2] K. Yuki, et al., Proceedings of MNHT2009 Micro/Nanoscale Heat Transfer International Conference, MNHMT2009-18318.

[3] Y. Tanno, S. Ito and H. Hashizume, Advances in Cryogenic Engineering, AIP conf. Proc., Vol. 1573, (2014), pp. 597-604.

[4] E. Achenbach, Experimental Thermal and Fluid Science, Vol. 10, (2015), pp. 17-27.

*Satoshi Ito[1], Shunsuke Sasaki[1] and Hidetoshi Hashizume[1]

[1]Tohoku Univ.

分割型高温超伝導マグネットの接合/冷却技術の研究進展
（2）接合部製作時の温度制御による接合抵抗低減

Research progress in joint and cooling techniques for a remountable high-temperature superconducting magnet

(2)Reduction of joint resistance by temperature control during fabrication of the joint

*西尾　樹，伊藤　悟，橋爪　秀利

東北大学

分割型高温超伝導マグネット接合部製作時に温度制御を行うことにより安定した低接合抵抗を実現する加熱処理手法が提案されている。本講演では、実機条件に近い多列の機械的ブリッジジョイント接合体系に加熱処理手法を適応した際の効果について述べる。

キーワード：超伝導マグネット、高温超伝導体、機械的接合

1. 緒言

核融合炉超伝導マグネットの分割製造、機械的接合で製造を効率化する分割型高温超伝導マグネット[1]が提案されている。先行研究ではインジウム箔を挿入したブリッジ式機械的ラップジョイント接合法で冷却電力の許容値となる接合部の抵抗（接合抵抗）を達成した [2]。また接合部製作前のベーキング処理（温度 150 °C、時間 30 分）と製作時に接触圧力 100 MPa を付加した状態で 75-90 °C の加熱処理を行うと接合抵抗率（接合抵抗と接合面積の積）が加熱処理前の 50 %程度の 2.5 $p\Omega m^2$ まで低下した[3]。本研究ではベーキング処理時間、加熱処理時間、加熱処理中の接触圧力をパラメーターとしてベーキング処理手法と加熱処理手法の最適化を行い、得られた最適条件で多列ブリッジジョイント接合体系の処理を行い評価する。

2. 実験

サンプルの GdBCO 線材(FYSC-SC05)は粒子径 40 μm の研磨紙で研磨し、インジウム箔とともに温度 150 °C、時間 10-180 分、真空中(10^{-2} kPa)でベーキング処理した。ベーキング処理後、インジウム箔を挿入して圧力付加することで 1 列ラップジョイント接合をした。加熱処理は温度 50-160 °C、接触圧力 10-100 MPa、時間 5-60 分とし、1 列ラップジョイント体系での接合抵抗変化を評価した。得られた最適条件で 2 列ブリッジジョイント接合試験体の処理を行い、実機に近い体系で本手法の効果を検証した。

3. 結果と考察

Fig.1 に加熱処理温度 160 °C のときのベーキング処理時間変化による接合抵抗率減少量を示す。ここで接合抵抗はインジウム層抵抗と接触抵抗の和で表す。全体の接合抵抗率減少量は接合部中の空隙除去効果による接触抵抗減少によって、ベーキング処理時間の増加とともに大きくなる。一方、30 分以上で値は一定となり、30 分以上のベーキング処理で大きな接合抵抗低減効果が得られると言える。その他、詳細と多列ブリッジジョイント体系での結果については学会で発表する。

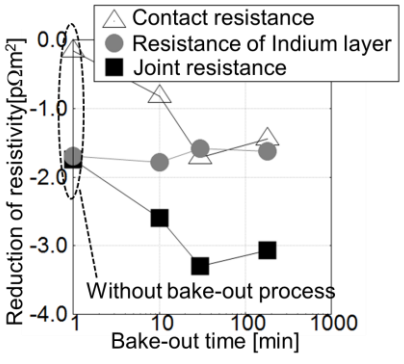


Fig.1 ベーキング処理時間変化による接合抵抗率減少量（ベーキング温度 150 °C、 加熱温度 160 °C、接触圧力 100 MPa、加熱時間 30 分）

参考文献

[1] H. Hashizume, et al.: J. Plasma Fusion Res., Vol. 5 (2002) pp. 532-536

[2] S. Ito, et al.: Plasma Fusion Res., Vol.9 (2014) Art. ID 3405086

[3] T. Nishio, et al.: 第92回低温工学・超電導学会研究発表会, Dec. 2-4, 2015

*Tatsuki Nishio, Satoshi Ito and Hidetoshi Hashizume Tohoku Univ.

Research Progress in Joint and Cooling Techniques for a Remountable High-Temperature Superconducting Magnet
(3) Evaluation of Shear Strength of Mechanical Joint

*Luis Ernesto Aparicio[1], Satoshi Ito[1] and Hidetoshi Hashizume[1]
[1]Tohoku Univ.

The shear strength and resistance of the mechanical joints is important factor to design the remountable high-temperature superconducting magnet. This presentation addresses analysis of the shear strength and the change in resistance of a mechanical lap-joint of REBCO coated conductors with an indium foil as an interlayer material.

Keywords: Superconducting Magnet, High-temperature Superconductor, Mechanical Joint.

1. Introduction

Remountable and joint-winding high-temperature superconducting (HTS) magnets have been proposed for segmented-magnet designs such as the helical fusion reactor FFHR-d1. Mechanical lap-joint (MLJ) of HTS coated conductors (CC) is a joint method candidate for such magnet designs. Previous tensile tests on MLJ of HTS CCs having Cu stabilizer with and without applied joint pressure revealed linear tendency between MLJ shear strength and contact conductivity. However, change in voltage drop due to sliding of the joint could not be observed due to HTS CCs reaching irreversible strain levels [1] for the case of applied joint pressure specimens. This study is an attend to clarify joint failure mechanism and the relationship between changes in joint resistance with respect to joint displacement of a MLJ of HTS CCs under joint pressure conditions.

2. Experimental set-up

HTS CCs reinforced with 0.8 mm thickness stainless steel bars where jointed with an indium film of 0.1 mm thickness as the joint interlayer material. Fabrication of the MLJ specimens with joint area 50 mm^2 was achieved using a special jig; the same one used to provide joint pressure during the experiment. Specimens were placed in a customized tensile test machine especially designed for HTS CCs. The whole equipment was submerged in liquid nitrogen (77 K) and a current of 50 A was applied. Measured parameters include load [N], potential drop [V] across the joint section and tensile strain of one HTS CC. A clip-on gauge was also used to measure total displacement of the whole set-up.

3. Results-Conclusion

Results revealed that by reinforcing the HTS CCs with stainless steel, irreversible strain [2] is avoided, leaving only the increase in potential difference across the joint section as can be seen in figure 1. Region (1) shows first sliding of the joint followed by re-attachment and strengthening of the joint at region (2). After reaching maximum load (1338 N), the joint starts continuous sliding. With the values of potential and further joint displacement measurement, we can evaluate the rate of change in joint resistance as the apparent area of contact decreases. More results on the day of the presentation.

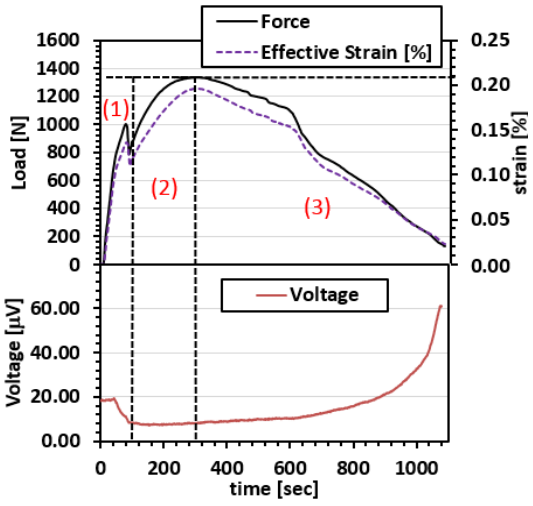


Fig. 1. Applied load and V_{drop} across joint section for 50 MPa and stainless steel-reinforced HTS CCs.

References

[1] S.Ito et al, IEEE Trans, Appl. Supercond, Vol 25, 2015, 4201025

[2] M. Sugano et al, Supercond. Sci. Technol. vol. 25, no. 5, Apr. 2012, pp. 054014.

分割型高温超伝導マグネットの接合/冷却技術の研究進展
（4）X 線 CT による接合状態の分析

Research progress in joint and cooling techniques for a remountable high-temperature superconducting magnet

(4) Analysis of joint condition by using X-ray CT images

*陳 偉熙[1]，遊佐 訓孝[1]，伊藤 悟[1]，橋爪 秀利[1]

[1]東北大学

分割型高温超伝導マグネットの核融合炉への適応を実現するためには組み立て時に接合部の接合性能を予測する技術が必要不可欠である。そこで本研究では X 線 CT を用いて接合部接触面の断層撮影を行い、接触状態の詳細な分析結果をもって接合部の性能予測手法の検討を行った。

キーワード：超伝導マグネット、高温超伝導体、非破壊検査、X 線 CT

1. 研究背景および目的

核融合炉の超伝導マグネットをセグメントごとに分割して製造を行う分割型高温超伝導マグネットが提案されている[1]。当概念において接合部の電気抵抗（接合抵抗）の抑制と予測は重要な課題である。我々の研究グループは接合部の性能予測法の開発の第一段階として X 線 CT で高温超伝導テープの機械的ラップジョイントの内部撮影を試み、接合性能が著しく悪い接合サンプルの接合部で実際には相当程度接触していない可能性が明らかとなった[2]。そこで本研究は X 線 CT で得られ減弱係数から接合部の状態を分析し、もって性能予測法の検討を行った。

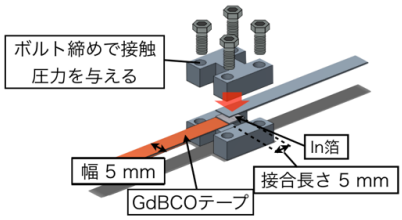


Fig.1 接合サンプルの製作方法

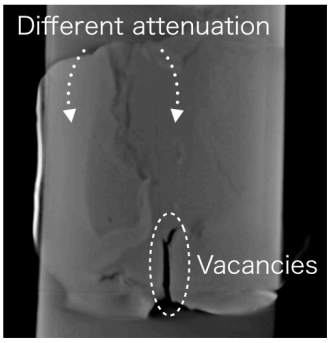


Fig.2 接合サンプルの断層画像

2. 実験

接合サンプルの製作方法を Fig.1 に示す。接合サンプルは幅 5 mm の GdBCO テープ(フジクラ社製 FYSC-SC-5)2 枚を銅層面にインジウムを挟み込んで接触圧力を加える機械的ラップジョイントとした。インジウムの厚みは 100 μm であり、接触圧力は経験上最適な値である 100 MPa となるように常温で調整した。接合性能の評価は液体窒素によって冷却された状態で当該試験体の抵抗（接合抵抗）を測定することで行い、X 線 CT 撮影はコムスキャンテクノ社製 ScanXmateD160TS110 を使用し、撮影時の管電圧は 160 kV、管電流は 200 μA とした。

3. 結果および考察

接合状態が著しく悪い接合サンプル(接合抵抗が 6.4 μΩ)のインジウムの断層画像を Fig.2 に示す。点線内の部分は減弱係数が周りの空気と同じであることから空隙であると推測できるが、インジウムの減弱係数が変化したことも確認できる。以上について検討した結果を含めた内容を発表当日に報告を行う。

参考文献

[1] H. Hashizume, et al.: *J. Plasma Fusion Res*, SERIES.5, (2002), 532-536

[2] S. Ito, et al.: *HTS4Fusion Conductor workshop*, Sep.11-12, 2015, Pieve S.Stefano, Italy

*Weixi Chen[1], Noritaka Yusa[1], Satoshi Ito[1] and Hidetoshi Hashizume[1]

[1]Tohoku Univ.

超伝導トカマク JT-60SA の建設の現状
(1) 全体の進捗状況

Present status of construction of superconducting Tokamak JT-60SA

(1) Overall progress

*池田佳隆[1]、JT-60SA チーム[1、2]

[1]原子力機構、[2]欧州 Fusion for Energy

日欧共同計画である JT-60SA は、真空容器 340° 分が完成し、欧州が製作を分担している超伝導トロイダル磁場コイルの組み込みが間もなく開始される。また超伝導磁場コイル用の He 冷凍機システムの据付が完了して調整運転を開始した。このように 2019 年の運転開始を目指して順調に建設が進んでいる。

キーワード：超伝導トカマク、JT-60SA、超伝導磁場コイル、He 冷凍機システム

１．緒言

原子力機構那珂核融合研究所では日欧共同計画として、超伝導トカマク JT-60SA の建設を進めている。JT-60SA は、臨界プラズマ試験装置 JT-60 で得られた成果を基に、プラズマ形状の最適化・大型化を行うとともに、銅コイルから超伝導コイルに改修し、数億度の高温プラズマを長時間維持する高性能プラズマの実現を目指す。これにより国際熱核融合実験炉 ITER の実験・運転手法の先導研究と原型炉のコンパクト化に向けた研究を行う。

この JT-60SA は 2007 年から個別機器の設計製作に着手し、これまでに真空容器 340° 分組立や He 冷凍機システムの現地据付作業が完了した。今後、超伝導コイルの組立等を進め、2019 年の運転開始を目指す。

２．主な機器の特徴と製作・据付状況

日欧が分担して製作している主な機器の特徴と製作・据付状況は以下の通り。

設備	主な機器	特徴	現状
トカマク本体	真空容器【日本】	高さ 6.6m、直径 10m のﾄﾞｰﾅﾂ状の真空容器。2 重壁の 3 次元構造体。10 分割ｾｸﾀｰを現地で据付・溶接。	340° までが完成。溶接変形を測定・予測しながら設置し高い製作精度（±5 mm）を実現。
	ｻｰﾏﾙｼｰﾙﾄﾞ【日本】	超伝導ｺｲﾙ（~5K）と真空容器／ｸﾗｲｵｽﾀｯﾄ（室温）の間に挿入し、超伝導ｺｲﾙへの熱侵入を低減する構造体。80K の低温 He ｶﾞｽで冷却する薄板構造。	真空容器用のｻｰﾏﾙｼｰﾙﾄﾞについては、10° 毎のｾｸﾀｰを製作中。2016 年から現地組立を開始予定。
	超伝導ﾄﾛｲﾀﾞﾙ磁場ｺｲﾙ（TFC）【欧州】	18 個＋予備 2 個の計 20 個を製作。ｺｲﾙとｺｲﾙ支持構造を機能分離することでｽﾘﾑな構造を実現。	2016 年初めに 1 個目の超伝導通電試験を実施し、所定の性能を確認後、那珂研に搬入、その後、残りの TFC が順次、搬入予定。
	超伝導ﾎﾟﾛｲﾀﾞﾙ磁場ｺｲﾙ（PFC）【日本】	6 個の平衡磁場ｺｲﾙ（EF1～6）と 1 個の中心ｿﾚﾉｲﾄﾞ（CS）。EF1 は直径 12m で、世界最大径の超伝導ｺｲﾙ。	EF は既に 3 個が完成。現在、EF1 を含めた残り 3 個を 2016 年度中に完成予定。高い巻線精度を実現(電流中心はｺｲﾙ外径中心の 0.1%以内)。
	ｸﾗｲｵｽﾀｯﾄ【主に欧州】	超伝導ｺｲﾙの真空断熱を行うための高さ約 16m、直径約 14m の大型円筒容器。	90° 分の製作が完了。2017 年に那珂研に搬入予定。
	高温超電導電流ﾘｰﾄﾞ【欧州】	ﾋﾞｽﾏｽ系高温超伝導材の電流導入端子。従来の銅製に比べ熱損失を 1/3 に軽減。運転温度は 50K。	全 26 個中、既に 6 個が完成、那珂研に搬入済。
	極低温機器【日本】	ｸﾗｲｵｽﾀｯﾄに取りつけるｺｲﾙ端子箱や超臨界圧 He のﾊﾞﾙﾌﾞ Box。既存設備との干渉を避けるため、ｺｲﾙ端子箱は 5 台、ﾊﾞﾙﾌﾞ Box は 11 台に分散して設置。	2016 年から製作開始。
	組立【日本】	上記の多種多様な機器を高精度で組立。機器の熱変形/熱遮蔽を考慮した支持、据付。	3 次元 CAD による組立ｼﾐｭﾚｰｼｮﾝ、ﾚｰｻﾞｰﾄﾗｯｶｰによる高精度位置測定により、目標 1 mm程度の誤差で真空容器等を設置中。
He 冷凍機ｼｽﾃﾑ【欧州】		ﾊﾟﾙｽ的な負荷変動に対して、液体 He 貯槽により負荷変動を平準化することで、超伝導トカマクの効率的な冷凍運転を目指す。また高温超電導電流ﾘｰﾄﾞの導入で熱損失を軽減。冷凍能力 9kW(4.5K)。	2015 年、主要機器の据付が完了。2015 年末から液体 He 製造に向けた調整運転を開始。
電源【欧州、日本】		既存設備の最大限の有効利用を図りつつ、電力用半導体による 20kA/5kV のﾌﾟﾗｽﾞﾏ着火用高電圧発生回路や超伝導ｺｲﾙのｸｴﾝﾁ保護回路などを開発。	2014 年末に欧州分担機器であるｸｴﾝﾁ保護回路が搬入され、据付調整完了。2016 年春からは、高電圧発生回路、直流電源が順次搬入予定。
制御【日本】		ﾘﾌﾚｸﾃｨﾌﾞﾒﾓﾘ(RM)による演算・計測ﾃﾞｰﾀの共有化や PCI（ｺﾝﾊﾟｸﾄ PCI）を基盤とした分散処理、ﾏﾝﾏｼﾝｲﾝﾀｰﾌｪｰｽを考慮した制御系。総数約 200 点の入力信号による最速 0.25m 秒周期のﾘｱﾙﾀｲﾑ制御。	ﾌﾟﾗﾝﾄ監視ｼｽﾃﾑの信号入出力部、放電ｼｰｹﾝｽｺﾝﾄﾛｰﾗ、および電源制御用ﾘｷｱﾙﾀｲﾑ制御ｼｽﾃﾑのﾃｽﾄｽﾀﾝﾄﾞ等を製作中。2017 年中に主要部分のﾃﾞﾓﾝｽﾄﾚｰｼｮﾝを予定。

*Yoshitaka Ikeda[1], JT-60SA Team[1,2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2] Fusion for Energy

超伝導トカマク JT-60SA の建設の現状
(2) 真空容器の組立状況

Present status of construction of superconducting Tokamak JT-60SA

(2) Assembly of vacuum vessel

*岡野文範[1]、JT-60SA チーム[1]

[1]原子力機構

JT-60SA の本体装置の現状は、真空容器 340° 分が完成し、今後、真空容器の外側に超伝導コイルへの真空容器からの熱を遮蔽する熱遮蔽板(真空容器サーマルシールド:VVTS)340° を取付ける。その後、超伝導トロイダル磁場コイルの組み込みを開始する。

キーワード：**超伝導トカマク、JT-60SA、真空容器**

1. 緒言

原子力機構那珂核融合研究所では日欧共同計画として、超伝導トカマク JT-60SA の建設を進めている。JT-60SA は、臨界プラズマ試験装置 JT-60 で得られた成果を基に、プラズマ形状の最適化・大型化を行うとともに、銅コイルから超伝導コイルに改修し、数億度の高温プラズマを長時間維持する高性能プラズマの実現を目指す(図 1)。これにより国際熱核融合実験炉の実験・運転手法の先導研究と原型炉のコンパクト化に向けた研究を行う。

JT-60SA 本体装置の組立はこれまでに真空容器 340° 分組立が完了した。今後、真空容器サーマルシールド（VVTS）やトロイダル磁場コイル等のメインコンポーネントを順次組立て、2019 年の運転開始を目指している。

2. 真空容器の組立状況

JT-60 本体装置の組立はスペインで製作された基礎架台であるクライオスタットベースに続いて、ポロイダル磁場コイル(EF コイル)の仮設置を行い、2014 年夏から真空容器の組立を開始し、現在、真空容器 340° が完成した状況にある(図 2)。

JT-60SA の真空容器は、直径約 10m、高さ約 6.6m のドーナッツ状で重量が 150 トン、材質が低コバルトステンレス鋼(SUS-316L)である 。また、放射線防護のための遮へい水と真空容器内壁表面の脱ガス処理のための 200℃窒素ガスを流すため板厚 18mm の二重構造となっている。真空容器は 10 分割 (40° セクター7 体、30° セクター2 体、20° セクター1 体)で製作され、これらの真空容器セクターは変形を防止するため拘束治具にて固定されている 。真空容器の組み立ては、真空容器 10 セクターそれぞれの端面(内壁、外壁)溶接することで一体化する。溶接の方法は、真空容器の製作誤差と溶接時の熱変位を吸収するため、真空容器端面同士を直接溶接する方法と真空容器端面の間にスプライスプレート(ステンレスの板)を介して接続する方法が用いられた。まず 40° セクター3 体、40° セクター2 体と 30° セクター1 体で 120° ブロック 1 体と 110° ブロック 2 体を作る。そして、3 体のブロックを接続することで 340° が完成する。これらの組立作業では、レーザートラッカーを駆使して、絶対座標により定めた組立基準位置を目標に高精度(約±1 mm)で組み立てを行った。

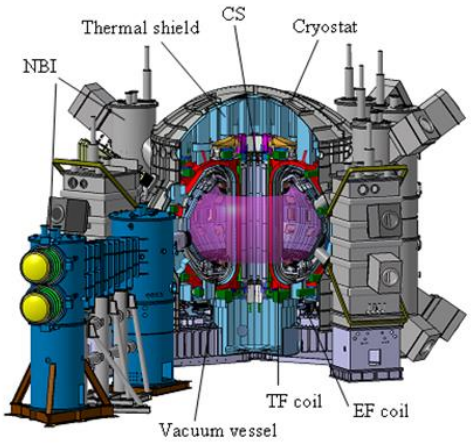


図 1　JT-60SA 装置の鳥瞰図

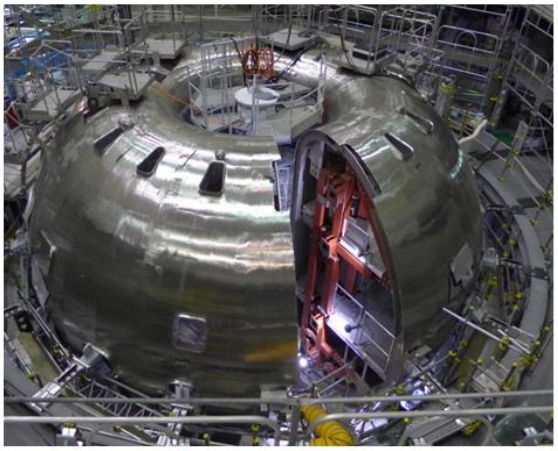


図 2　JT-60 真空容器 340°

*Fuminori Okano[1], JT-60SA Team[1]

[1]JAEA

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

[1J12-16] Fusion Reactor Blanket

Chair: Masatoshi Kondo (Tokyo Tech)

Sat. Mar 26, 2016 4:20 PM - 5:45 PM Room J (Lecture Rooms C C102)

[1J12] Feasibility study of molten salt blanket system for transmutation of radioactive wastes

＊Yuki Furudate[1], Hiroki Shishido[1], Noritaka Yusa[1], Hidetoshi Hashizume[1] （1.Tohoku Univ.）

4:20 PM - 4:35 PM

[1J13] Feasibility study of molten salt blanket system for transmutation of radioactive wastes

＊Hiroki Shishido[1], Yuki Furudate[1], Noritaka Yusa[1], Hidetoshi Hashizume[1], Yoshiki Ishii[2], Norikazu Ohtori[2] （1.Tohoku Univ., 2.Niigata Univ.）

4:35 PM - 4:50 PM

[1J14] Study on thermal mixing of liquid-metal free-surface by obstacle installed at the bottom of a channel

＊Koji Kusumi[1], Tomoaki Kunugi[1], Takehiko Yokomine[1], Zensaku Kawara[1] （1.Kyoto University Department of Nuclear Engineering）

4:50 PM - 5:05 PM

[1J15] Study on fluid dynamics of liquid metal breeder under magnetic field

＊Yuki Iwama[1], Masaru Kaginaka[1], Eiji Hoashi[1], Takafumi Okita[1], Nobuo Yamaoka[1], Hiroshi Horiike[2], Takehiko Yokomine[3], Takeo Muroga[4] （1.Graduate School of Engineering Osaka University Division of Sustainable Energy and Environmental Engineering, 2.Faculty of Engineering, Department of Applied Nuclear Technology, Fukui University of Technology, 3.Department of Nuclear Engineering, Kyoto University, 4.Department of Helical Plasma Research, National Institute for Fusion Science）

5:05 PM - 5:20 PM

[1J16] Thermal Response Characteristics of Blanket Caused by Decay Heat under LOCA

＊Hyoseong Gwon[1], Hisashi Tanigawa[1], Motoki Nakajima[1], Takanori Hirose[1], Yoshinori Kawamura[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

5:20 PM - 5:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

放射性廃棄物の核変換処理を目的とした核融合炉溶融塩ブランケット成立性検討 （1）MA の燃焼解析に基づく核的性能評価

Feasibility study of molten salt blanket system for transmutation of radioactive wastes

(1) Evaluation of neutronic performance based on MA burn-up analysis

*古館 佑樹[1]，宍戸 博紀[1]，遊佐 訓孝[1]，橋爪 秀利[1]

[1]東北大学

マイナーアクチノイド (MA) は長期的に放射能を有し崩壊熱を生じるため、地層処分における将来的な安全性や処分面積の観点からその低減が必要とされている。本研究では核融合中性子を用いた MA の核変換処理の可能性を検討するため燃焼解析を実施し、MA の核変換率、熱出力等を評価した。

キーワード：核融合炉，ブランケット，核変換，マイナーアクチノイド

1. 背景

使用済み核燃料中に含まれるマイナーアクチノイド (MA) は長期的に放射能を有することからその低減が必要とされている。核融合炉で生じる高エネルギーの核融合中性子は MA の核変換に有効であるため、核融合炉ブランケットに MA を配置することで核変換処理を行うことが提案されている。ヘリカル型核融合炉 FFHR-d1[1]では増殖材および冷却材として溶融塩を用いることが検討されており、高エネルギー中性子を必要とする MA の核変換に適している。本研究では MA の核変換シナリオの構築に向けて FFHR-d1 を模擬した体系を用いた燃焼解析を実施し、核変換率、TBR 等の核的性能を評価した。

2. 数値解析

モンテカルロコード MVP-2.0[2]および MVP-BURN モジュール、中性子断面積データライブラリ JENDL4.0 を用いて燃焼解析を実施した。本解析ではヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 を模擬するため、主半径 14.0 m のトーラス体系を用いた。図 1 にポロイダル断面の模式図を示す。トリチウム増殖材は ^{6}Li の同位体比を 80 % まで濃縮した Flibe としてある。MA の装荷量を 80 ton で一定とし、MA を装荷する層を内側の第 1 層から外側の第 6 層まで変化させた。MA の組成は燃焼度 60 GWd/t の PWR-UO2 燃料を 5 年冷却したものに含まれるもので、核融合出力は 1,000 MW、核融合中性子のエネルギーは 14.06 MeV である。

3. 解析結果

MA を第 1 層に装荷した場合における MA の数密度変化を図 2 に示した。このとき年間の MA の減少量が軽水炉から生じる MA 何基分に相当するかを示すサポートファクタは 20.7、熱出力は 460 MW となり、ブランケットに MA を装荷することで高い核変換処理能力を得られる結果となった。

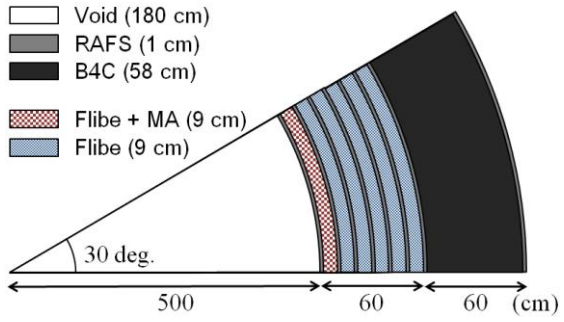


図 1 解析体系のポロイダル断面模式図

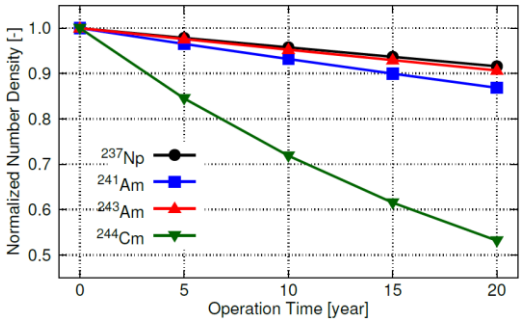


図 2 MA の数密度変化(第 1 層に 80 ton)

参考文献

[1] A. Sagara, et al., Fusion Engineering and Design, Volume 87, Issue 5-6, 594-602 (2012)

[2] Y. Nagaya, et al., JAERI 1348 (2005)

* Yuki Furudate[1], Hiroki Shishido[1], Noritaka Yusa[1], Hidetoshi Hashizume[1]

[1]Tohoku Univ.

放射性廃棄物の核変換処理を目的とした核融合炉溶融塩ブランケット成立性検討
（2）分子動力学法を用いた Flinabe の熱物性評価

Feasibility study of molten salt blanket system for transmutation of radioactive wastes
(2) Evaluation of the heat transfer properties of Flinabe using molecular dynamics simulations

*宍戸 博紀[1]，古館 佑樹[1]，遊佐 訓孝[1]，橋爪 秀利[1]，石井 良樹[2]，大鳥 範和[2]
[1]東北大学，[2]新潟大学

自己増殖型液体ブランケットの候補材である Flinabe について，第 1 壁冷却および放射性廃棄物の核変換処理時に発生する核発熱除熱の可能性を検討するために，分子動力学法を用いた数値解析から Flinabe の熱物性値評価を実施した．

キーワード：核融合炉，液体ブランケット，溶融塩，Flinabe，分子動力学法

1. 背景

使用済み核燃料中に含まれるマイナーアクチノイド (MA) の核変換処理において，核融合炉は有効なシステムであると考えられる．核融合ブランケットシステムは溶融塩による自己冷却型増殖方式がこれまでに提案されている．上記システムへ MA を装荷することで，核変換により生じる核発熱の除去ならびに燃料トリチウムの増殖等を溶融塩のみで担うことができ、システムを簡易化することが期待できる．この溶融塩の中でも融点が比較的小さいことから Flinabe ($LiF\text{-}NaF\text{-}BeF_2$) が近年注目されているものの[1]，Flinabe の熱物性値はほとんど明らかにされていない．Be の毒性などから実験測定が容易でない Flinabe に対して，本研究では分子動力学法 (Molecular Dynamics; MD) を用いて数値解析評価を実施する．

2. 解析手法

溶融塩中のイオン間に働く相互作用を表すモデルには Polarizable Ion Model[2] を用いた．本研究では物性値の実験データが揃う従来候補の Flibe ($LiF\text{-}BeF_2$) において計算し，評価手法の妥当性を担保するとともに，同様の手法で Flinabe について計算し熱伝達特性評価を実施した．シミュレーションセルにおけるイオン数はそれぞれ約 450 個とした．イオン数，圧力，温度一定の MD 計算から定圧比熱，さらにイオン数，体積，温度一定の MD 計算から Green-Kubo の公式に従って粘性，および熱伝導率を評価した．そして，以上の各物性値からプラントル数 (*Pr*) を以って各溶融塩の熱物性を比較評価した．

3. 解析結果

図 1 に各溶融塩に対するプラントル数の結果を示す．図より，Flinabe は Flibe よりも融点が低く温度余裕度は大きくできるものの，融点付近の低温度では *Pr* が Flibe の 5 倍ほど大きい結果となった．冷却材としての Flinabe 使用には，今後詳細な伝熱設計検討が必要である。

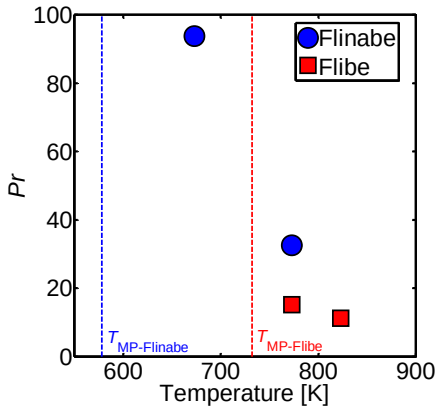


図 1　溶融塩の *Pr* 温度依存性

参考文献

[1] A. Sagara et al., Fusion Eng. Des. 89, (2014).
[2] P. A. Madden et al., Chem. Soc. Rev. 25, (1996).

*Hiroki Shishido[1], Yuki Furudate[1], Noritaka Yusa[1], Hidetoshi Hashizume[1], Yoshiki Ishii[2] and Norikazu Ohtori[2]
[1]Tohoku Univ., [2]Niigata Univ.

浸漬障害物による MHD 液体金属自由表面流の伝熱促進に関する研究

Study on thermal mixing of liquid-metal free-surface by obstacle installed at the bottom of a channel

*楠見 紘司[1]，功刀資彰[1]，横峯健彦[1]，河原全作[1]
[1]京都大学 工学研究科 原子核工学専攻

磁場中の液体金属液膜流において、液膜表面の局所加熱された高温流体部を液膜底面に設置した障害物からの渦により流体を撹拌し、温度混合を促進することを目的とした実験を行った。デルタ翼形状物体を設置した場合、最も熱輸送が促進されるが、磁場との相互作用の影響が大きいことを明らかにした。

キーワード：伝熱実験，液体金属，自由表面流，熱撹拌，デルタ翼

1. 緒言　液体金属ダイバータにおいて液体金属液膜流冷却方式が検討されているが、核融合炉内のプラズマによる液膜流の表面加熱は、液膜内部に温度成層化を生ずると懸念される。さらに、磁場下では液体金属流体特有の複雑な挙動を呈するため、効率的除熱法は確立されていない。本研究は様々な形状の物体を液体金属液膜流中に設置し、渦を形成させて局所的に加熱された液膜表面の高温流体を液膜底面へ輸送することにより、下面壁からの効率的除熱方法を検討することを目的としている。磁場を印加しない先行研究の結果から、デルタ翼型の浸漬物体が他の形状に比べ撹拌効果が大きいことが明らかとなった。本報告では先行研究と同じ実験体系で磁場を印加した場合の熱輸送効果について実験的に検討した結果について述べる。

2. 実験装置　実験には米国 PPPL の LMX 実験装置を使用した。図 1 に示すように、LMX は試験部長さ 0.80(m)、幅 0.10(m)のアクリル製流路で、最大 0.25T の横磁場を発生させる電磁石、液膜表面に接するように設置したヒーター、液膜底面の温度を計測する 25 本の熱電対が設置されている(図 2)。作動流体はガリスタン($Ga_{67}In_{20.5}Sn_{12.5}$)を用い、設置物体はアクリル製デルタ翼と四角柱を用いた。レイノルズ数 Re(慣性力と粘性力の比)は 2000 から 18000、相互作用数 N(電磁力と慣性力の比)は最大 5.06 の領域で実験を行った。

3. 実験結果　デルタ翼を設置した場合、N = 0 (磁場無し)と N = 0.56 の壁面上の最高温度の位置を比較すると、磁場効果によって流れの方向に対して右側方向の壁面に温度の最大値が現れ、その最大値は N = 0 の時が流路全体の温度上昇分の 83%であるのに対して、N = 0.56 の時は 60%と減少した。また、磁場強度の増加に伴って減少度合いが大きくなり、磁場との相互作用の影響が大きいことが明らかとなった。

4. 考察　磁場を印加した場合にも、デルタ翼の渦形成により液膜表面から底面への顕著な熱輸送効果が維持されることが明らかとなったが、壁面の温度分布に偏りが観察された。これはデルタ翼から発生した渦と磁場の強い相互作用に起因すると考えられるが、この偏りの原因は今のところ不明である。また、磁場強度の増加に伴い壁面の温度分布の最大値が減少し、磁場との相互作用で渦強度が低下している可能性がある。

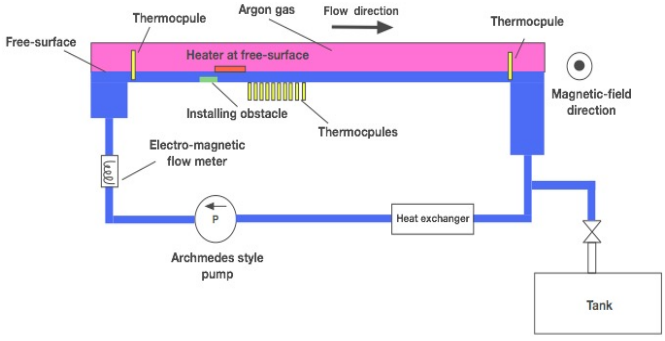


図 1, LMX 実験装置図

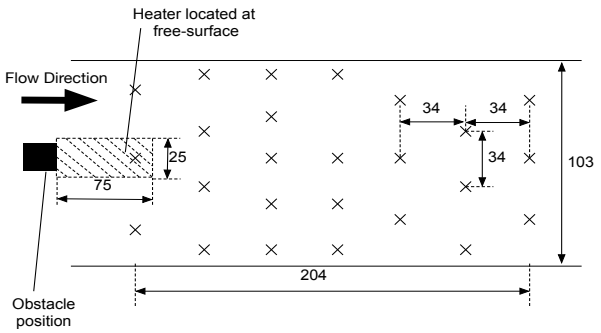


図 2, 熱電対、ヒーター、設置物体の相対位置関係

*Koji Kusumi[1], Tomoaki Kunugi[1], Takehiko Yokomine[1]and Zensaku Kawara[1]
[1]Kyoto Univ. Department of Nuclear Engineering.

液体リチウムの流動と磁場の相互作用に関するシミュレーション

Study on fluid dynamics of liquid metal breeder under magnetic field

*岩間悠樹[1]，鍵仲将[1]，帆足英二[1]，沖田隆文[1]，山岡信夫[1]，堀池寛[2]，横峯健彦[3]，室賀健夫[4]
[1]大阪大学，[2]福井工業大学，[3]京都大学 ，[4]核融合科学研究所

ヘリカル型核融合炉における液体金属ブランケットの安全性や冷却能力を評価するためには強磁場下での液体金属の電磁流体的な特性を把握することが重要である。ここでは、まず電磁流体シミュレーションモデルの妥当性を検証するために、過去の研究でその精度が確認されている液体金属リチウムのノズル内流動に関する電磁流体シミュレーションを実施した。

キーワード：液体金属ブランケット、LES、電磁流体シミュレーション

１．緒言

現在、ヘリカル型核融合炉において検討されているリチウム鉛を用いた液体金属ブランケットは、プラズマ第一壁の冷却性能および増殖燃料の回収の観点から、その技術の早期確立が望まれている。核融合炉内は強い磁場環境下に置かれるため、液体金属の強磁場下での伝熱流動特性は、液体金属ブランケットの性能を決める要因の一つである。一方、これまで大阪大学では、IFMIF/EVEDA の枠組の中で、大型の液体金属リチウム循環装置を用いてその流動特性を評価してきた[1]。そこで本研究では、その知見を活かし、液体金属リチウムの電磁流体的な特性を把握することで、液体金属ブランケット開発に資することを目的とする。ここでは、まずシミュレーション評価モデルの妥当性を検証するために、過去の研究でその精度が確認されている液体金属リチウムのノズル内流動[2]に関する電磁流体シミュレーションを実施した。

２．シミュレーションモデル

Fig.1 に計算モデルを示す。大阪大学液体金属 Li 循環装置に設置されている二段縮流ノズルを対象とし、計算負荷低減のため上部のみを模擬して底面は対称境界としている。ノズル出口からは 20mm 先の噴流部までを模擬しているが、自由界面計算はせずに界面部分をスリップ壁としている。幅は 5mm とした。総メッシュ数は約 300 万、CFD ツールには ANSYS FLUENT 16.0 を用いた。乱流モデルは LES を用い、一様外部磁場を z 方向に与え、誘導電流の計算には FLUENT の電磁流体解析モジュールを用いた。

３．結果・考察

Fig.2 にノズル内部の渦構造の磁場の有無による比較を示す。渦は速度勾配テンソルの第 2 不変量（Q 値）の等値面で可視化している。ノズル内部境界層内に発生した渦が磁場により抑制されることを確認した。

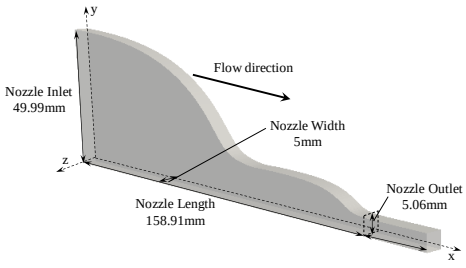


Fig.1 Simulation Model

Fig.2 Vortex structure near wall inner nozzle

参考文献

[1] T.Okita et al., Fusion Eng. Des., 98-99, p.2050, 2015.

[2] E.Hoashi et al., Proc. ICONE-19, Osaka, 2011.[1]

*Yuki Iwama [1], Masaru Kaginaka[1], Eiji Hoashi[1], Takafumi Okita[1], Nobuo Yamaoka[1], Hiroshi Horiike[2], Takehiko Yokomine[3], Takeo Muroga[4]

冷却水完全喪失時の崩壊熱によるブランケットの温度応答特性

Thermal Response Characteristics of Blanket Caused by Decay Heat under LOCA

*権 暁星，谷川 尚，中島 基樹，廣瀬 貴規，河村 繕範
原子力機構

原型炉では ITER より高い中性子壁負荷に起因して、ブランケット内に生じる崩壊熱が大きくなることが予想される。本研究では、ブランケットの冷却水が完全に喪失する事象を想定し、崩壊熱によるブランケットの温度応答特性を評価した。さらにブランケットの温度上昇を緩和する方策について検討した。

キーワード：原型炉、ブランケット、崩壊熱、受動的冷却能、温度上昇の緩和

１．緒言

ブランケット内には中性子照射により、プラズマ停止後にも崩壊熱が生じるため、ブランケットの冷却能の喪失に伴う筐体の過度な温度上昇が懸念されている。本研究では、有限要素法を用いた過渡熱解析により崩壊熱によるブランケットの温度応答特性を評価した。筐体の温度上昇の緩和を目的とし、筐体の内部構造と受動的な冷却能との関係を評価した。後壁の伝熱条件の違いによる第一壁の最高温度の変化も検討した。

２．解析モデルと解析条件

第一壁に対するリブの向きとリブ内の冷却流路の向きを考慮し、ANSYS 用の 3 次元モデルを作成した。図 1 に 3 つのモデルの構造を示す。充填領域と冷却流路の面積は全てのモデルで等しく設定した。図 2 に解析条件を示す。最大 3MW/m^2 の中性子壁負荷を想定し、2 次元の核熱連性計算コード(DOHEAT3)から求めたラジアル方向の崩壊熱分布を境界条件とし、全ての冷却流路と後壁の背面以外の面を断熱条件とした。一方、後壁の背面には輻射による熱伝達を考慮し、0.2/473 K(放射率/環境温度)を適用した。

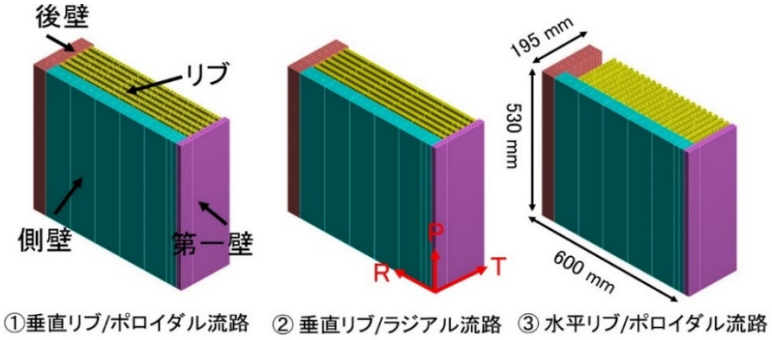


図 1　解析モデル

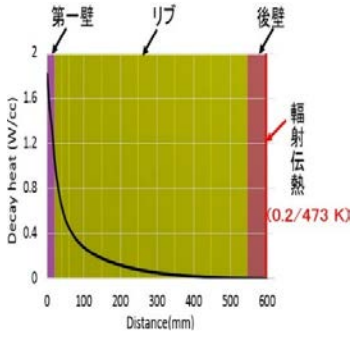


図 2　解析条件

３．結果・考察

リブの向きとリブ内の冷却流路の向きをラジアル方向に変えることで第一壁の最高温度は 500 K 以上低下できたが、中性子壁負荷 3 MW/m^2 の時に第一壁の最高温度は 1273 K 以上となった。極端な条件として後壁の背面全体に温度境界条件(473 K)を適用しても、輻射のみで冷却する場合と比較して第一壁の温度低下は 60 K であった。この結果から第一壁の過度な温度上昇を避けるためには後壁を介した冷却では不十分であることが分かった。講演では、第一壁の過度な温度上昇を緩和するための方策とその効果について報告する。

---

*Hyoseong Gwon, Hisashi Tanigawa, Motoki Nakajima, Takanori Hirose, Yoshinori Kawamura
JAEA

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

[1K01-07] neutron simulation, sheilding-induced activity calculation,standarization of shielding material

Chair: Masayuki Hagiwara (KEK)

Sat. Mar 26, 2016 10:10 AM - 12:00 PM Room K (Lecture Rooms C C101)

[1K01] A Real-Time Thermal Neutron Detector Using Silicon Sensor

＊Masashi Takada[1,2], Tetsuro Matsumoto[2], Tomoya Nunomiya[3], Hiroki Tanaka[4], Akihiko Masuda[2], Yuusaku Watanabe[1], Takashi Nakamura[3,5] （1.National Defense Academy, 2.National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, 3.Fuji Electric Co. Ltd., 4.Kyoto University Research Reactor Institute, 5.Cyclotron Radioisotope Center, Tohoku University）

10:10 AM - 10:25 AM

[1K02] Development of induced activity calculation system (implementation of decay data for dose calculation: DECDC2)

＊Norihiro MATSUDA[1], Tatsuhiko SATO[1], Koji NIITA[2], Kenya SUYAMA[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Research organization for Information Science and Technology）

10:25 AM - 10:40 AM

[1K03] Monte Carlo analyses of shielding, activation and external exposure for BNCT using near-threshold ^{7}Li(p,n) neutrons

＊Noriaki Nakao[1], Kazuaki Kosako[1], Noriyosu Hayashizaki[2], Tatsuya Katabuchi[2], Tooru Kobayashi[3] （1.Institute of Technology, Shimizu Corporation, 2.Research Laboratory for Nuclear Reactor, Tokyo Institute of Technology, 3.Max medical Co. Ltd.）

10:40 AM - 10:55 AM

[1K04] Attenuation function of radiation from cylindrical surface source

＊Hideo Ezure[1] （1.NAIS）

10:55 AM - 11:10 AM

[1K05] Discussion on the standardization of shielding material -focusing on shielding concrete

＊Kennichi Kimura[1], Masahiro Taniguchi[2], Mikihiro Nakata[3], Koichi Okuno[4], Yukio Sakamoto[5], Toshihisa Tsukiyama[6], Koji Oishi[7], Satoshi Ishikawa[8], Yoshihiro Hirao[9] （1.Fujita Corp., 2.TAISEI Corp., 3.MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, 4.HAZAMA-Ando Corp., 5.ATOX Corp., 6.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd,, 7.Japan Environment Research Co. LTD., 8.ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 9.National Maritime Research Institute）

11:10 AM - 11:25 AM

[1K06] Discussion on the standardization of shielding material -focusing on shielding concrete

＊Masahiro Taniguchi[1], Kennichi Kimura[2], Mikihiro Nakata[3], Koichi Okuno[4], Yukio Sakamoto[5], Ken-ichi Tanaka[6], Koji Oishi[7], Masahiro Yoshida[8], Kazuaki Kosako[9] （1.TAISEI Corp., 2.Fujita Corp., 3.MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, 4.HAZAMA-Ando Corp., 5.ATOX Corp., 6.The Institute of Applied Energy, 7.Japan Environment Research Co. LTD., 8.Nuclear Safety Technology Center, 9.Shimizu Corporation）

11:25 AM - 11:40 AM

[1K07] Discussion on the standardization of shielding material -focusing on shielding concrete

＊Mikihiro Nakata[1], Takayuki Hirouchi[2], Tomohiro Ogata[3], Hiroki Sakamoto[4], Yukio Sakamoto[5],

©Atomic Energy Society of Japan

Toshihisa Tsukiyama[6], Hidenori Kawano[5], Toshio Amano[7], Kazuaki Kosako[8] （1.MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, 2.TOSHIBA corp., 3.Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., 4.Transnuclear Tokyo, 5.ATOX Corp., 6.Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd,, 7.ITOCHU Techno-Solutions Corporation, 8.Shimizu Corporation）
11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

シリコン半導体検出器を用いたリアルタイム熱中性子検出器

A Real-Time Thermal Neutron Detector Using Silicon Sensor

*髙田　真志[1,2]，松本哲郎[2]，布宮智也[3]，田中浩基[4]，増田明彦[2]，渡邉優作[1]，中村尚司[3,5]

[1]防衛大学校，[2]産業技術総合研究所，[3]富士電機株式会社，[4]京都大学原子炉実験所，[5]東北大学サイクロトロンラジオアイソトープセンター

P 型シリコン半導体中に含まれるボロン不純物を用いた，熱中性子捕捉療法の熱中性子照射量をリアルタイムに計測する手法を考案し，この検出原理の可能性を MCNP6 モンテカルロシミュレーションコードで評価した．この検出器の応答関数が壁効果によりひずまない利点を有することも分かった．

キーワード：熱中性子，シリコン半導体センサー，ボロン捕獲反応，モンテカルロシミュレーション，熱中性子捕捉療法

1. 緒言

熱中性子捕捉療法(BNCT)における熱中性子照射量の計測は照射時間の決定やビームの安定性確保の点で重要である．現在，熱中性子の計測は金の放射化法，電離箱検出器，さらに ^{6}LiF シンチレーション検出器などを利用する方法がある．今後，BNCT の普及により，中性子ビームに混在するγ線成分の補正や複雑な測定系が不要な簡便な熱中性子を検出方法が必要になると考えられる．

2. 熱中性子測定器の概略

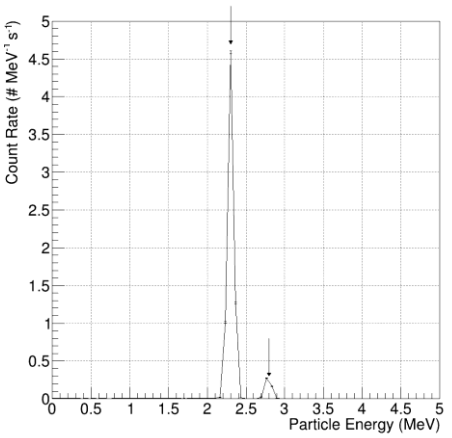
取り扱いが容易な熱中性子測定器として，P 型シリコン半導体に含まれるボロン不純物を利用することに着目した．測定原理は，このボロンの熱中性子捕獲反応により生成されたアルファ線とリチウム原子核を検出することで，熱中性子を検出するものである．これらの生成 2 次粒子がシリコン中で完全に止まるため他の熱中性子検出器などで生じる壁効果による応答関数のひずみを無視できる．また核反応の Q 値で決まる生成粒子のエネルギーが 2.3 MeV と高いため，γ線による影響も受けにくい利点がある．

3. シミュレーション

本検出器の応答関数をモンテカルロシミュレーションコード(MCNP6)を用い，中性子センサーにリアルタイム中性子個人被ばく線量計のシリコン素子を，中性子線源に熱中性子，産業技術総合研究所所有黒鉛パイル内の熱中性子照射場や京都大学原子炉実験所の BNCT 治療中性子場を想定してシミュレーションした．中性子捕獲断面積は，ENDF-B/VII を用いた．

4. 結果と考察

右図にシミュレーションした検出器の応答関数の結果を示す．本検出器はα粒子と ^{7}Li 粒子の両粒子を同時に検出するため，矢印で示した 2.3, 2.8 MeV のピークが生成された．またこの急峻なピーク成分により壁効果を無視できることも確認できた．今後，この応答関数の妥当性を熱中性子ビーム実験で検証していく．



*Masashi Takada[1,2], Tetsuro Matsumoto[2], Tomoya Nunomiya[3], Hiroki Tanaka[4], Akihiko Masuda[2], Yusaku Watanabe[1], and Takashi Nakamura[3,5]

[1]National Defense Academy, [2]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology, [3]Fuji Electrical Co. Ltd., , [4]Research Reactor Institute, Kyoto Univ., [5]Cyclotron Radioisotope Center, Tohoku Univ.

誘導放射能評価システムの開発（線量計算用崩壊データ DECDC2 の導入）

Development of induced activity calculation system
(implementation of decay data for dose calculation: DECDC2)

*松田 規宏[1]，佐藤 達彦[1]，仁井田 浩二[2]，須山 賢也[1]
[1]原子力機構，[2]RIST

誘導放射能による作業員の被ばく評価等を効率的かつ詳細に行うため、粒子・重イオン輸送計算コード PHITS に線量計算用崩壊データ DECDC2 を導入するとともに、崩壊計算機能を実装した。この改良により、放射能の物理的減衰によって経時的に変化する放射線場での線量を効率的に評価できるようになった。

キーワード：PHITS，崩壊データ，線量評価

1. 緒言

原子炉の廃炉や加速器施設の廃止における作業計画の立案や廃棄物量を評価するため、粒子・重イオン輸送計算コード PHITS と誘導放射能計算コード DCHAIN-SP を組み合わせた誘導放射能評価システムを開発している。線量評価においては PHITS の入力に線源情報を与える必要があるが、従来は線源の評価を別途行う必要があった。誘導放射能による作業員の被ばく評価等を効率的かつ詳細に行うため、PHITS を改良した。

2. PHITS の課題と改良

PHITS を使用した詳細な線量評価では、放射性核種の崩壊に伴って放出されるガンマ線のエネルギーと強度を手作業で入力する必要があった。しかし、原子力施設の廃止に係る評価では多種多様な放射性核種を取り扱う必要がある。長期稼働した原子力施設の廃止で問題となる Eu（ここでは Eu-152 の崩壊図を図 1 に示す。）などは、多数のガンマ線エネルギー及びその強度に関するデータ入力を必要とする。このことは、詳細な線量評価を行う上での妨げとなっていた。そこで、DCHAIN-SP で評価された誘導放射能が読み込めるように PHITS を改良するとともに、国際放射線防護委員会 ICRP や米国核医学会内部放射線量委員会 MIRD で全面的に採用されている線量計算用崩壊データ DECDC2 を導入して、自動的に PHITS で使用する詳細な線源情報を作成する機能を開発した。また、施設の廃止は年単位の長期間に及ぶため、放射能の物理的減衰による経時的な変化に対して PHITS にも崩壊計算の機能を実装した。

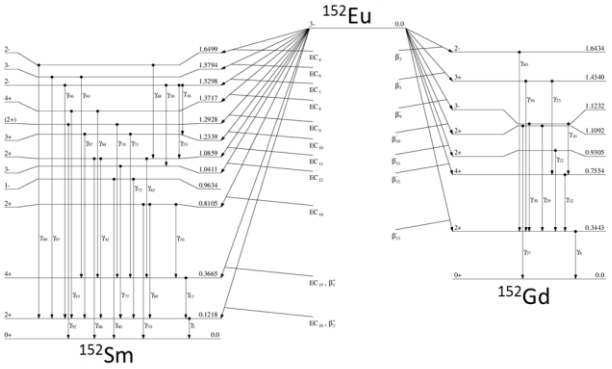


図 1　Eu-152 の崩壊図（DECDC2 より）

3. まとめ

原子炉の廃炉や加速器施設の廃止に係る作業計画の立案において重要となる作業員の被ばく評価等を効率的かつ詳細に行うため、誘導放射能評価システム開発の一環として PHITS に DECDC2 を導入するとともに、崩壊計算機能を実装した。この改良により、放射能の物理的減衰によって経時的に変化する放射線場での線量を効率的に評価できるようになった。

*Norihiro MATSUDA[1], Tatsuhiko SATO[2], Koji NIITA and Kenya SUYAMA[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Research Organization for Information Science and Technology

しきい値近傍 ^{7}Li(p,n)中性子を用いた BNCT の遮蔽・放射化・全身被ばくに関するモンテカルロ解析

Monte Carlo analyses of shielding, activation and external exposure for BNCT using near-threshold ^{7}Li(p,n) neutrons

*中尾 徳晶[1]，小迫 和明[1]，林崎 規託[2]，片渕 竜也[2]，古林 徹[3]
[1]清水建設(株)技術研究所，[2]東京工業大学原子炉工学研究所，[3]マックスメディカル株式会社

しきい値近傍 ^{7}Li(p,n)中性子を用いた BNCT 装置である循環型液体 Li 標的治療施設を模擬して、MCNP5 モンテカルロコードを用いた放射線輸送計算を行い、遮蔽・放射化・全身被ばく量を評価した。

キーワード：モンテカルロ法、BNCT、遮蔽、放射化、全身被ばく、^{7}Li(p,n)中性子、しきい値近傍

1. 緒言

加速器を用いたホウ素中性子捕捉療法(BNCT)の装置開発[1]にあたり、高エネルギー中性子発生の少ない Li 標的しきい値近傍反応を用いた放射線輸送計算を MCNP5 モンテカルロコードにより行った。

2. シミュレーション

2-1. 線源

液体リチウム 0.5mm 厚の薄膜を模擬し、陽子を照射した。陽子エネルギーは 1.92MeV(σ =20keV)、電流値は 10mA とし、^{7}Li(p,n)反応による中性子エネルギースペクトル角度分布は C.L.Lee らが評価したデータ[2]を用いた。また、^{7}Li と陽子の反応による 478keV および 17.64MeV γ 線を各生成率で等方に発生させた。

2-2. 遮蔽

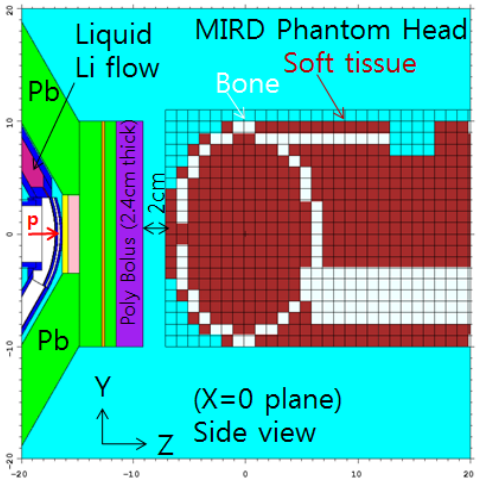
施設はポリエチレン(Poly)10cm 厚、ホウ素入りポリエチレン(B-Poly)10cm 厚、鉄 40cm 厚で構成した。Poly および B-Poly で熱外中性子が効率よく減衰し、B-Poly で熱中性子が捕獲吸収され、中性子捕獲γ 線は鉄で吸収される。壁断面図に沿った放射線毎の減衰分布を算出し、管理基準に応じた遮蔽厚の最適化を行った。

2-3. 放射化

遮蔽計算において MCNP5 コードで評価した中性子束分布を入力値として、DCHAIN-SP2001 コードを用いて残留放射性核種分布をターゲット付近と周囲のステンレス(SUS)、鉛遮蔽部分に関して計算した。この結果を再び MCNP5 コードでγ 線輸送計算を行うことによりビーム停止後の空間線量率を評価した。最初の 1 日までで最も大きな寄与となる核種は、SUS に生成した ^{56}Mn(半減期 2.6 時間)であった。

2-4. 全身被ばく

図のように MIRD ファントムを遮蔽体系に組み込んで放射線輸送計算を MCNP5 により行った。各臓器・組織における中性子およびγ 線によるエネルギー付与から物理線量[Gy]を算出し、これに RBE(中性子 2.5、γ 線 1.0)を乗じて各臓器・組織毎の RBE 線量(生物学的吸収線量)を算出した。ICRP2007 年勧告における評価対象臓器と組織荷重平均の方法を利用して RBE 線量の組織荷重平均を算出し、全身被ばく量を評価した。



参考文献

[1] 古林徹他，電気学会論文誌 C Vol.134, No.9 (2014) pp1406-1413.
[2] C. L. Lee and X. -L. Zhou, Proc. 15th Int. Conf. on the Application of Accelerators in Research and Industry, p.227 (1999).

*Noriaki Nakao[1], Kazuaki Kosako[1], Noriyosu Hayashizaki[2], Tatsuya Katabuchi[2] and Tooru Kobayashi[3]
[1]Shimizu Corporation, [2]Tokyo Institute of Technology, [3]Max medical Co. Ltd.

円筒面線源からの放射線の減衰関数
Attenuation Function of Radiation from Cylindrical Surface Source in Angular Distribution

＊　江連 秀夫
Hideo Ezure
㈱　ナイス

要約：円筒面線源から放出する放射線が余弦角度分布を持つ場合における線束の減衰関数を求め、それらの課題を明らかにする。

キーワード：線源、角度分布、減衰関数、高次、放射線

まえがき：簡易面線源からの放射線の減衰関数[1),2)]は整理されていないところがある。そのために、低次及び高次の余弦分布を持つ線源からの線束の減衰関数を整理した。今回は、円筒面線源に対する減衰関数を求め、その課題を提示する。

整理：円筒面線源から法線上に放射するとすると、偶数次の角度分布の場合に測定点(MP)における線束 ϕ 及び減衰関数 W(a/R, h/R, j)は次のように求められる。

$$\phi_j = g_j S \int_\Omega \frac{ds\left[(\vec{n}\cdot\vec{\rho})/|\vec{\rho}|\right]^j}{R^2+a^2+z^2-2Ra\cos\varphi} = 2g_j S W_s\left(\frac{a}{R},\frac{h}{R},\pi,j\right) \quad (1)$$

$$W_s\left(\frac{a}{R},\frac{h}{R},\pi,j\right) = \int_0^\delta\int_0^h \frac{|a\cos\varphi - R|^j}{(R^2+a^2+z^2-2Ra\cos\varphi)^{1+j/2}} R\,d\varphi\,dz, = \int_0^\delta\int_0^h \frac{(a\cos\varphi-R)^{2n}}{(p+z^2)^{1+n}} R\,d\varphi\,dz \quad \because\ j=2n \quad (2)$$

$$= \int_0^\delta \left[\frac{hR}{2n+1}\sum_{i=1}^{n} \frac{(2n+1)(2n-1)(2n-3)\cdots[2(n-i)+3]}{2^i n(n-1)(n-2)(n-3)\cdots(n+1-i)} \frac{(a\cos\varphi-R)^{2n}}{p^i(h^2+p)^{n+1-i}} + \frac{(2n-1)!!R}{2^n n!}\frac{(a\cos\varphi-R)^{2n}}{p^n\sqrt{p}}\tan^{-1}\frac{h}{\sqrt{p}}\right] d\varphi \quad (3)$$

$$= \frac{hR}{2^{2n}R^{2n}}\frac{1}{2n+1}\sum_{i=1}^{n}\frac{(2n+1)(2n-1)(2n-3)\cdots[2(n-i)+3]}{2^i n(n-1)(n-2)(n-3)\cdots(n+1-i)}\left[\sum_{m=1}^{i}\frac{(-1)^{m-1}}{h^{2(n-i+m)}}{}_{n-i+m-1}C_{m-1}\sum_{k=0}^{2n}{}_{2n}C_k(-1)^k(a^2-R^2)^k I^{2n-k-i-1+m}(a^2+R^2)\right.$$

$$\left. + \sum_{m=1}^{n+1-i}\frac{(-1)^i}{h^{2(i+m-1)}}{}_{i+m-2}C_{m-1}\sum_{k=0}^{2n}{}_{2n}C_k(-1)^k(a^2+h^2-R^2)^k I^{n-k+i-2+m}(a^2+h^2+R^2)\right] + \frac{(2n-1)!!}{2^{3n}n!R^{2n-1}}\sum_{j=0}^{\infty}(-1)^j\sum_{k=0}^{2n}\frac{{}_{2n}C_{2n-k}}{2(j-k)+1}$$

$$\frac{(-1)^k(a^2-R^2)^k}{h^{2(k-j)-1}} I^{n-j-1} \quad (4), \quad I^n = \int_0^\delta (a^2+h^2+R^2-2aR\cos\varphi)^n d\varphi \quad (5),\ p = a^2+R^2-2aR\cos\varphi,\ \delta = \cos^{-1}R/a \quad (6)$$

g_j：角度分布に対する基格化定数、S：線源強度、j：角度分布の次数、偶数次 j=2n、その他：図 1 参照。

偶数次の解は、初めに高さ方向について積分し、更にの角度分布について積分すると、上記のように角度分布の次数に対する漸化式で表される。奇数次の解も同様に、高さ方向について積分し続いて角度について積分すると、角度分布の次数に対する楕円積分の漸化式で表される。偶数次と奇数次の解は漸化式で表され、解を構成する関数系が異なるが、図 2 に示す Haselgrove metod[3)]を用いた数値計算結果(2/π で割った値)の例から減衰関数の傾向は同じである。a/R→0 の時に減衰関数の収斂値は次数に逆比例している。

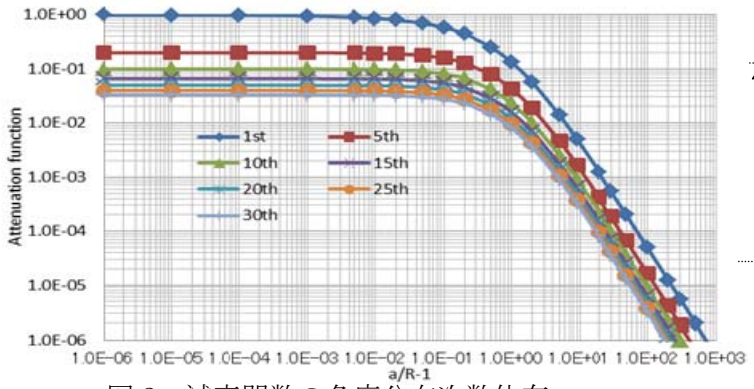


図 2　減衰関数の角度分布次数依存

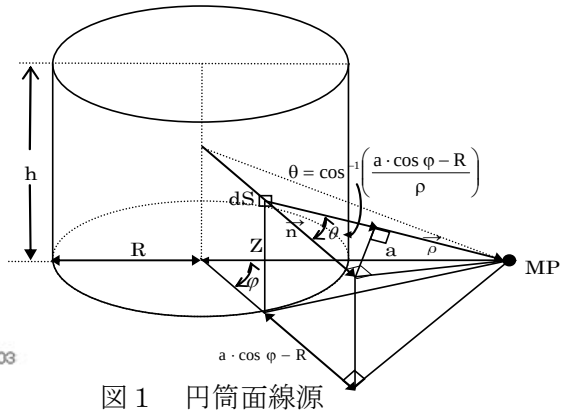


図 1　円筒面線源

まとめ：高次の余弦分布を持つ簡易面線源からの線束の減衰関数は二、三重和で表される。そのために基本関数を中心に統一的に整理できない。また、簡略化もできない。数値計算結果は単純な変化である。発表では a/R→0 の減衰関数の求め方、楕円積分の漸化式について述べる予定である。

文献:1)江連秀夫、簡易線源からの放射線の減衰関数、日本原子力学会[2015 年春の年会]、N49(2015)、2)簡易線源からの放射線の減衰関数-その 2、日本原子力学会[2015 年秋の大会]、P04(2015)、3)H. Ezure, “Application of Haselgrove Method to Attenuation Calculation of Flux from Disk and Plane Source ”, J. Nucl. Sci. Technol., 41(1), pp. 68-72(2004)

遮蔽材料標準の策定について　-特に遮蔽コンクリートに着目して-
(1)　遮蔽材料標準策定の意義

Discussion on the Standardization of Shielding Material –Focusing on Shielding Concrete

(1)　Significance of Japanese Standard for Shielding Material

*木村　健一[1]，谷口 雅弘[2]，中田 幹裕[3]，奥野 功一[4]，坂本 幸夫[5]，月山 俊尚[6]，
大石　晃嗣[7]，石川　智之[8]，平尾　好弘[9]

[1]株式会社フジタ，[2]大成建設株式会社，[3]MHIニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング㈱，[4]安藤ハザマ，
[5]株式会社アトックス，[6]日立ＧＥニュークリア・エナジー（株），[7]株式会社日本環境調査研究所，
[8]伊藤忠テクノソリューションズ（株）[9]国立研究開発法人　海上技術安全研究所

本稿では遮蔽材料標準策定の意義、それに引き続くシリーズ発表で標準の遮蔽コンクリート組成及び標準遮蔽コンクリートに対する遮蔽計算上の感度解析を通して現状と課題、進め方等を説明し、現実的で有用な遮蔽材料、特にコンクリート遮蔽体の組成標準の策定を考える機会としたい。

キーワード：遮蔽材料，標準化，遮蔽コンクリート

1.はじめに

放射線関連施設の建屋及び機器の放射線遮蔽の設計や安全評価を行う上では、線源強度や遮蔽体の厚さと共にその密度や組成の設定が必須である。しかしこれらに用いる遮蔽材料の組成データの多くは海外や極めて古い過去のレポートによっていて現在の国内の状況を反映した標準といえるデータは存在していない。これらについては、過去にも放射線遮蔽分科会において様々な議論がなされてきたが具体的な標準化作業は進捗していなかった。これに対して，一昨年作業会において標準化作業の重要性が再認識され、現実的で有用な遮蔽材料組成データの標準化のための作業会（遮蔽材料標準作業会）が設置された。

2.基本方針

①遮蔽材料の組成データや密度については、現在遮蔽計算で使われている組成データを収集比較し、代表値やデータの幅についてまとめる。

②それらの代表値や幅について中性子及びγ線の遮蔽計算を行い、材料データの幅が線量率の計算結果に与える影響を評価した上で、標準的な組成や密度データを提示する。

③対象とする材料はコンクリートや金属などとし、当面は遮蔽計算のための標準化（とりまとめ）を優先し、材料の不均一性、放射化に寄与する微量元素やコンクリート中の水分量の測定などは、標準化の作業中に必要と考えられた場合に検討するものとする。

上記の基本方針を元に作業会は進めているが、今回の発表では、主に遮へいコンクリートに着目して紹介する。

3.終わりに

コンクリートの標準化を考えるためには、広範囲にわたった実在データをベースとする必要がある。コンクリートの構成要素である骨材、セメントの需要データを収集するとともに、それらに関連する形での組成データが不可欠である。また、それら組成データには 2 種類の尤度－コンクリートの種類（物件毎の差異）と実際に打設されたコンクリート自身のばらつき－が含有されている（この打設されたコンクリートの尤度の検討については、採取したサンプルから元素組成を想定したコンクリート組成（F02HT）で行った検討の一部を(3)で紹介する）。これに加えてコンクリート中に含まれる水分量（打設直後から実際の使用時などで経時変化する）やコンクリートの密度をどのように決定すべきかなどの課題もある。

これらの課題を含めて、本作業会でこれまで行ってきた内容について紹介するとともに、その方法論や方向性についての本会での議論を通じて、今後の標準化作業の参考としたい。

*Ken-ichi Kimura[1], Masahiro Taniguchi[2], Mikihiro Nakata[3], Koichi Okuno[4], Yukio Sakamoto[5], Toshihisa Tsukiyama[6], Koji Oishi[7], Satoshi Ishikawa[8] and Yoshihiro Hirao[9]

[1]Fujita Corporation, [2]Taisei Corporation, [3]MHI Nuclear Solutions and Engineering, [4]HAZAMA ANDO Corp., [5]Atox Co., Ltd., [6]Hitachi-GE Nuclear Energy, [7]Japan Environment Research Co., Ltd., [8]ITOCHU Techono-Solutions Corporation, [9]National Maritime Research Institute

遮蔽材料標準の策定について　-特に遮蔽コンクリートに着目して-
(2)コンクリートの標準組成

Discussion on the Standardization of Shielding Material –Focusing on Shielding Concrete

(2)Standard composition of Shielding Concrete

*谷口雅弘[2]，木村健一[1]，中田 幹裕[3]，奥野 功一[4]，坂本 幸夫[5]，田中健一[6]，
大石晃嗣[7]，吉田昌弘[8]，小迫和明[9]

[1]㈱フジタ，[2]大成建設㈱，[3]MHIニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング㈱，[4]安藤ハザマ，
[5]㈱アトックス，[6]エネルギー総合工学研究所，[7]㈱日本環境調査研究所，[8]原子力安全技術センター，[9]清水建設㈱

日本で使用する遮蔽コンクリートの実情に合わせた組成及び密度の標準化を図るため、国内外の遮蔽計算で引用されている遮蔽コンクリートの元素組成等を調査するとともに、コンクリートの構成要素である骨材別の全国生産量及びその元素比率から、標準的な遮蔽コンクリートの元素組成を検討している。

キーワード：遮蔽材料，遮蔽コンクリート、元素組成

図－１　全国の岩種別砕石の生産データ(鹿児島大 1986)

1.コンクリート主要骨材を考慮した組成データ

主要骨材の種類を考慮した下記の２種類の遮蔽コンクリートに対する組成データを検討した。

1)骨材の全国生産量を反映した標準的元素組成

2）単一の主要骨材（安山岩（砂岩）等の火成岩系もしくは石灰岩堆積岩系）からなる標準的元素組成

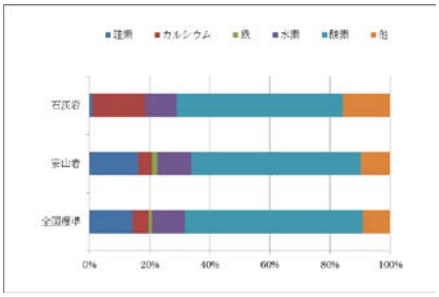
1）の場合は年代別の骨材生産量比率、対象骨材の元素組成データ、調合表（単位容量中の成分量設定）から、2）の場合も対象骨材の元素組成データ及び調合表から設定した。

その際、以下の仮定を設定した。①地方依存性は考慮しない。②単一の骨材で、異種骨材の混入及び輸入骨材は考慮しない。③元素組成の分析上のばらつきは考慮しない。④骨材の分析上のばらつきは考慮しない。

表－１　全国岩種生産量データを反映した全国標準化コンクリートの元素組成

単位：n/(B-cm)

	骨材種別のコンクリート								骨材種を考慮した標準化コンクリート
	砂岩	砂利	安山岩	粗面岩	石灰岩	輝緑岩	花崗岩	粘板岩	
比率(%)	34.3	17.3	24.9	2.5	11	3.9	2.5	3.6	100
元素									
H	0.008089	0.008091	0.00808541	0.0080734	0.00806282	0.0080836	0.0080829	0.00808068	**0.008085**
O	0.041295	0.054432	0.04015762	0.0409059	0.04177282	0.0398105	0.0405554	0.04213991	**0.043281**
C	0	0	0	0	0.0111083	0	0	0	**0.001222**
Na	0.001101	0.001022	0.00138818	0.0011246	0.00023507	0.0013617	0.0012568	0.00117796	**0.001081**
Mg	0.000545	0.000719	0.00101573	0.0002474	0.00032116	0.0019567	0.0003467	0.00027235	**0.000701**
Al	0.003126	0.002791	0.00379386	0.0023398	0.00020029	0.0024766	0.0030118	0.00243111	**0.002840**
Si	0.013707	0.006286	0.0116417	0.0144074	0.00068415	0.0104173	0.0133527	0.01491322	**0.010400**
P	1.95E-05	1.95E-05	3.8885E-05	7.765E-05	7.7552E-06	3.888E-05	9.718E-06	7.7724E-06	**0.000025**
S	3.76E-05	3.76E-05	3.7563E-05	3.751E-05	3.7458E-05	3.755E-05	3.755E-05	3.7541E-05	**0.000038**
K	0.000801	0.000709	0.00049292	0.0009228	1.5361E-05	0.0002618	0.0010779	0.00095447	**0.000817**
Ca	0.00259	0.002651	0.00323645	0.0023448	0.01323989	0.0040033	0.0025582	0.00236198	**0.003973**
Ti	2.52E-05	7.55E-05	8.8055E-05	2.512E-05	7.5265E-06	0.0009935	0.0001635	2.5144E-05	**0.000089**
Mn	1.1E-05	1.1E-05	2.192E-05	2.189E-05	3.2789E-06	1.096E-05	2.191E-05	2.1908E-05	**0.000014**
Fe	0.00069	0.000723	0.00123995	0.0005814	6.4512E-05	0.0017894	0.0006467	0.00060345	**0.000800**



図－２　火成岩、堆積岩、全国標準のコンクリートの元素割合

2.粗骨材（細骨材）の岩種別生産量分布（全国砕石生産量データ）を考慮した元素組成

図―1 に示す粗骨材の全国生産量の割合表をもとに岩種別のコンクリート元素組成を重みづけして標準化したデータを表―1 に、火成岩、堆積岩及び全国標準の３種のコンクリート元素割合比較を図―2 に示す。この際、主要岩石種に満たないものは砂（補正砂）で代用するとともに、形体の近い粗面岩は流紋岩コンクリート、玄武岩は粘板岩コンクリートとした。また、元素データは原子力安全技術センター殿ふげん廃止措置データ等から引用した。岩種区分（8 種）を i，元素区分（14 種）を j、原子個数密度を P、重みを W、種別コンクリートの元素組成データを D としたとき、全国の材料を割合で重みづけして作成したデータを次式で算出した。 $P(j)=\sum_{i=1}^{8} W_i \times D_i(j)$

*Masahiro taniguchi[2], Kennichi Kimura[1], Mikihiro Nakata[3], Kouichi Okuno[4], Yukio Sakamoto[5], Kenichi Tanaka[6], Koji Oishi[7], Masahiro Yoshida[8], Kazuaki Kosako[9]

* Taisei corp[2], Fujita corp[1], MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd[3], Hazama-Ando Corp.[4], ATOX Co.,Ltd.[5], The Institute of Applied Energy[6], Japan Environment Research Co. LTD.[7], Nuclear Safety Technology Center[8], Shimizu Corp[9]

遮蔽材料標準の策定について　-特に遮蔽コンクリートに着目して-
(3) 標準遮蔽コンクリートに対する遮蔽計算上の感度解析

Discussion on the Standardization of Shielding Material –Focusing on Shielding Concrete

(3) Sensitivity Analysis for shielding concrete standard

*中田　幹裕[1]，廣内　崇幸[2]，尾方　智洋[3]，坂本　浩紀[4]，坂本　幸夫[5]，
月山　俊尚[6]，河野　秀紀[5]，天野　俊雄[7]，小迫　和明[8]

[1]MHIニュークリアシステムズ・ソリューションエンジニアリング㈱，[2]株式会社　東芝，[3]三菱重工業株式会社，
[4]トランスニュークリア株式会社，[5]株式会社アトックス，[6]日立ＧＥニュークリア・エナジー（株），[7]伊藤忠テクノソリューションズ（株），[8]清水建設株式会社

本稿では標準遮蔽コンクリート組成の適用方法検討に資するために、コンクリート組成変動が遮蔽外面の線量率に与える変動を評価する感度解析の、実施計画、解析条件と進捗状況を紹介するものである。

キーワード：遮蔽コンクリート，線量当量率，感度解析

1.はじめに

遮蔽計算に用いる遮蔽材料組成データの標準化のための遮蔽材料標準作業会において、遮蔽コンクリート標準組成の適用性検討の一環として、コンクリート組成の差異が、遮蔽透過後の線量当量率へ与える影響検討の計画を策定した。この検討方針・検討条件・進捗状況について紹介する。

2.感度解析の検討方針

コンクリート組成の差異が遮蔽透過後の線量当量率へ与える変動の感度検討は、遮蔽標準コンクリート組成の適用方法明確化と、遮蔽設計上の余裕検討情報の準備を目的に、次のステップで実施する計画である。

①既分析コンクリート組成データから設定されたコンクリート組成(F02HT)を±3σ変化させた場合の、線量当量率への影響

②典型的なコンクリート組成の差異の線量当量率への影響確認

③遮蔽標準コンクリート組成に潜在する組成ばらつきによる線量当量率変動幅の検討と、遮蔽設計上の想定余裕の検討。

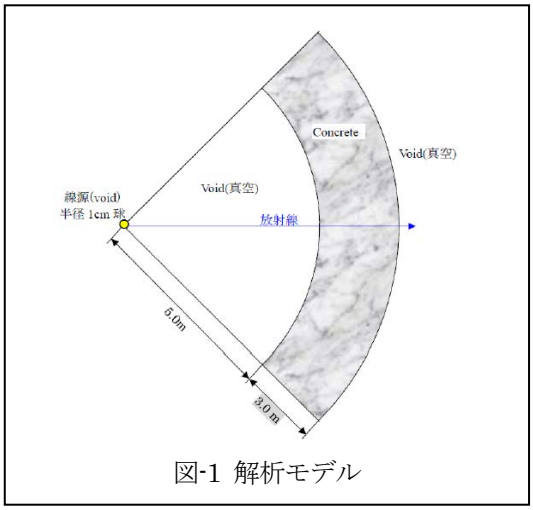


図-1 解析モデル

線量当量率の感度解析は、コンクリート組成の影響が明確に表れるように、ANISN を用い図-1 に示す単純な球体系モデルで実施する。

MCNP 等による解析も参考に実施する。ここで線源は、中性子線源として ^{235}U、^{239}Pu、^{252}Cf の核分裂スペクトル、 BWR 生体遮蔽壁(BSW)の中性子スペクトルを想定し、γ線源は ^{60}Co、^{137}Cs、^{17}N、核分裂スペクトルを考慮する。

さらに、水分が変化した場合の中性子線量当量率と 2 次γ線量当量率の変動スタディも、遮蔽標準コンクリート組成適用方法検討の情報として実施する方針である。

3.終わりに

現時点で、コンクリート組成(F02HT)の感度解析が終了した(図-2 に事例)。今後コンクリート密度の変動幅や、典型的組成に対する感度解析を含め、標準コンクリート組成の適用方法を明確にするための検討情報を拡充する。また、今後の検討も継続的に紹介し、その方法論や方向性についての本会での議論を通じて、今後の標準化作業の参考としたい。

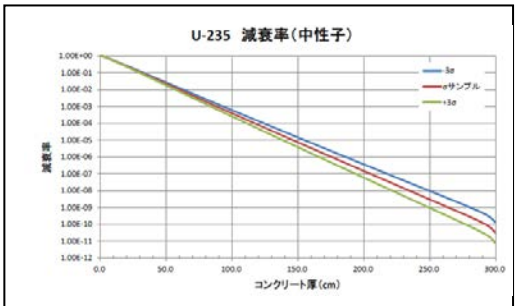


図-2　線量当量率感度解析事例

*Mikihiro Nakata [1], Takayuki Hirouchi [2], Tomohiro Ogata [3], Hiroki Sakamoto [4], Yukio Sakamoto [5], Toshihisa Tsukiyama [6],
Hidenori Kawano [5], Toshio Amano [7], Kazuaki Kosako [8]

[1]MHI Nuclear Systems And Solution Engineering Co., Ltd, [2]TOSHIBA corp., [3]Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., [4]Transnuclear Tokyo, [5]ATOX Corp., [6]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd,, [7]ITOCHU Techno-Solutions Corporation, [8]Shimizu Corporation

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

[1K08-11] Application and Validation of Computational Code

Chair: Tadahiro Kin (Kyushu Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room K (Lecture Rooms C C101)

[1K08] Verification of deposit energy calculation of the PHITS code in microscopic regions

＊Shuichi Tsuda[1], Tatsuhiko Ogawa[1], Tatsuhiko Sato[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

2:45 PM - 3:00 PM

[1K09] Evaluation of radioactivation by irradiation of 11MeV/u uranium beam on He gas at RIBF accelerator facility

＊Atsuko Akashio[1], Kanenobu Tanaka[1], Hiroshi Imao[1] （1.RIKEN）

3:00 PM - 3:15 PM

[1K10] Response measurements of Bonner spheres for neutrons between 100 MeV and 400 MeV

＊Akihiko Masuda[1], Tetsuro Matsumoto[1], Hideki Harano[1], Yosuke Iwamoto[2], Hiroshi Iwase[3], Takashi Nakamura[4], Daiki Satoh[2], Masayuki Hagiwara[3], Tatsuhiko Sato[2], Hiroshi Yashima[5]
（1.AIST, 2.JAEA, 3.KEK, 4.Tohoku Univ., 5.Kyoto Univ.）

3:15 PM - 3:30 PM

[1K11] Study on unfolding method in the energy-resolved X-ray CT with a transXend detector

Yoshihiro Maruyama[1], Takumi Hamaguchi[1], ＊Ikuo Kanno[1] （1.Kyoto University）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

PHITS の微小領域エネルギー付与計算精度の検証

Verification of deposit energy calculation of the PHITS code in microscopic regions

*津田　修一[1]，小川　達彦[1]，佐藤　達彦[1]

[1]日本原子力研究開発機構

種々のビームに対する組織等価比例計数管（Tissue-Equivalent Proportional Counter, TEPC）による微小領域のエネルギー付与分布測定データを用いて，PHITS のエネルギー付与計算の精度を検証した。

キーワード：エネルギー付与計算、δ線、核内カスケードモデル

1. はじめに

粒子・重イオン輸送計算コード PHITS は，10^{-6} m 以上の空間分解能で種々の物質内の放射線挙動を解析できるが，より微小な領域内における飛跡構造計算に基づくエネルギー付与計算機能は水中での計算条件に限られている。本報告では，水以外の材質中の微小な領域における核反応等で生成される二次粒子を含めた荷電粒子によるエネルギー付与分布を計算し，文献で報告されている TEPC による測定値と比較した。

2. 計算

マイクロドシメトリでは，人体組織に等価な混合ガスを 10~20 kPa 封入した比例計数管を用いて 10^{-6} m 程度の領域内のエネルギー付与（線エネルギー（y）分布））を模擬的に測定する。PHITS ver.2.76 を用いて市販の TEPC を用いた実験体系を再現し，PHITS の核反応モデル，核データ，阻止能データ，および δ 線生成機能の設定を変えて，TEPC 本体を起源とする種々の荷電粒子および中性子に対する y 分布を計算した。

3. 結果および考察

市販の TEPC（F.W.T 社製 LET SW1/2）を用いた 290 MeV/u 炭素ビームに対する y 分布[1)]を図 1 に示す。二次陽子および中性子による核反応モデルには INCL[2)]を用いた。入射炭素ビームによるピーク位置は 10 keV 以上の δ 線を生成させた結果は実験値とよく一致する。この結果は，δ 線生成において適切なカットオフエネルギーの設定が必要であることを示している。65 MeV 準単色中性子に対するアクリルファントム内深さ 5cm における y 分布[3)]を図 2 に示す。INCL(E > 20MeV)と ENDF/B-VI(E < 20MeV)を組み合わせた結果は実験値をおおむね再現するが，300 keV/μm 近傍で過大評価する。ENDF/B-VI のみで計算した結果は 1~300 keV/μm で過大評価となった。いずれの条件においても~300 keV/μm 以上において計算結果は実験値を再現するため，核反応モデルまたは断面積データと実験データの違いは，ヘリウム等の軽核の取り扱いに起因すると考えられる。発表では詳細な検討結果とともに，他のビーム照射条件の結果を示す。

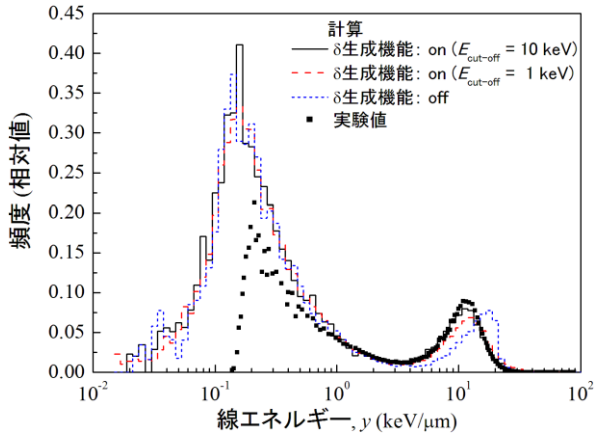


図 1　290 MeV/u 炭素ビームに対する y 分布

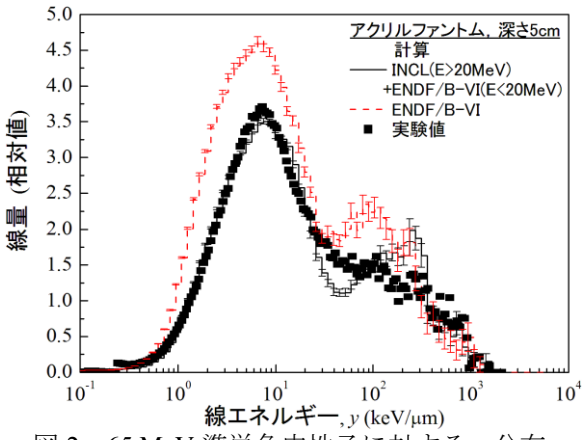


図 2　65 MeV 準単色中性子に対する y 分布

参考文献 [1]高田真志，東北大学・学位論文 (2001). [2] J. Cugnon et al. J. Korean Phys. Soc. 59, 955 (2011). [3] Y. Nakane et al. NIMA459, 552- (2001).

*Shuichi Tsuda[1], Tatsuhiko Ogawa[1] and Tatsuhiko Sato[1] ([1]Japan Atomic Energy Agency)

RIBF 加速器におけるヘリウムガスへのウランビーム 11MeV/u 照射による放射化評価

Evaluation of radio activation by irradiation of 11MeV/u uranium beam on He gas at RIBF accelerator facility

* 赤塩 敦子[1]，田中 鐘信[1]，今尾 浩士[1]
[1]理化学研究所仁科加速器研究センター

RIBF 加速器施設において、ヘリウムガスに 11MeV のウランビームを照射し、核分裂生成片や中性子などによる放射化を評価した。結果を放射線輸送コード PHITS による計算と比較しベンチマークを得た。

キーワード：ウラン、ヘリウム、放射化、PHITS、重イオンビーム

1. 緒言

理化学研究所仁科加速器研究センターRI ビームファクトリー加速器施設(RIBF)にて、ウランビーム 11MeV/u をヘリウムガスに照射し、放射化箔法により周辺装置の放射化を評価した。RIBF 加速器の最大エネルギーは～350AMeV/u であるが、ウランを加速するために、途中で電荷を上げるためのヘリウムガスを用いたストリッパー装置がある。作業時の放射化が問題となっているため、放射化の原因と対策を探るための評価を行った。さらに、将来の放射化評価、遮蔽設計等に適用できるよう、PHITS 計算との比較を行った。

2. 実験

放射化箔法を用いた。加速器運転期間中、約１ヶ月間、ヘリウムガスにウランビームを照射した。照射後、アルミ板から放出されたγ線を、Ge 検出器を用いて測定した。

アルミ板はチェンバーの内側と外側に配置した。内側のアルミ板はウランビームの核分裂生成核を直接とらえる位置に配置した。外側のアルミ板は中性子のみによる放射化を評価するために配置した。

3. 結論

チェンバー内のアルミ板において、いくつかの核分裂生成核を確認することができた。PHITS 計算を行い、これらの核種において、放射化のベンチマークとなる結果を得た。

参考文献

[1] H.Imao et al.: of IPAC2013, Shanghai, China May 2013 THPWO038, p.3851 (2013).

*Atsuko Akashio[1], Kanenobu Tanaka[1] and Hiroshi Imao[1]
[1]RIKEN Nishina Center

100-400 MeV 中性子に対するボナー検出器の応答測定実験

Response measurements of Bonner spheres for neutrons between 100 MeV and 400 MeV

*増田 明彦[1]，松本 哲郎[1]，原野 英樹[1]，岩元 洋介[2]，岩瀬 広[3]，中村 尚司[4]，佐藤 大樹[2]，
萩原 雅之[3]，佐藤 達彦[2]，八島 浩[5]，中根 佳弘[2]，嶋 達志[6]，民井 淳[6]，畑中 吉治[6]
[1]産業技術総合研究所，[2]日本原子力研究開発機構，[3]高エネルギー加速器研究機構，
[4]東北大学，[5]京都大学，[6]大阪大学

大阪大学 RCNP の 100-400 MeV の ^{7}Li(p,n)反応準単色高エネルギー中性子場において，ボナー検出器の応答を測定し，ターゲットスウィンガーシステムを用いた仮想単色中性子による検出器校正のベンチマークとした。本手法の有効性を検証するとともに，検出器の応答特性と精度の関係について考察した。

キーワード：高エネルギー中性子，ボナー球，応答測定，
中性子飛行時間法，アンフォールディング法

1. 実験

^{7}Li(p,n)反応で正面（0°）方向に生成される中性子場は高エネルギーピーク中性子と低エネルギー連続中性子が混在する準単色スペクトルであり，後者の存在が検出器応答測定の妨げとなる。そこで，生成中性子の斜め前（25°または 30°）方向に生成される中性子がほぼ後者のみからなることを利用し，2 つの角度成分の測定の差を取ることにより，仮想的な高エネルギー単色中性子に対する応答測定を行った（図 1）。スペクトル情報は TOF 法により 3 MeV 以上について得られたものである。

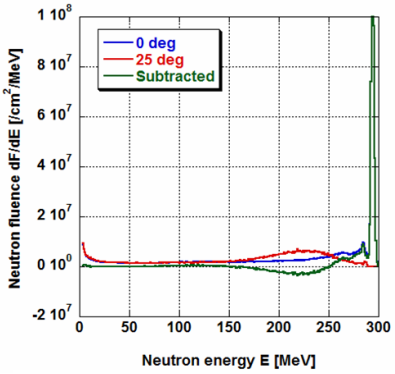


図 1：300 MeV 実験で生成される中性子スペクトルの角度依存性（青，赤）と，2 角度成分の差し引きによって得られる仮想単色中性子スペクトル（緑）。

応答を評価した検出器は裸の球形 ^{3}He 比例計数管 SP9（Centronic 製）と，これに高密度ポリエチレン減速材（直径 3-9.5”）を被せたボナー検出器 5 種類，さらに直径 7”の高密度ポリエチレン減速材中に金属（鉛または銅）の層を設けた高エネルギー中性子用ボナー検出器 2 種類の計 8 種類である。

2. 結果と考察

例として，300 MeV 実験（測定陽子エネルギー296 MeV，ピーク中性子エネルギー293 MeV）で得られた応答測定結果の対計算応答比を図 2 に示す。MeV 領域以上に応答の中心をもつ大径もしくは鉛入りボナー検出器（457P）は計算と良く一致する結果が得られ，本手法による検出器校正の有効性を確認することができた。一方，低エネルギー領域に応答の中心をもつ小径のボナー検出器では本手法で相殺しきれていない低エネルギー中性子の影響が顕著であった。

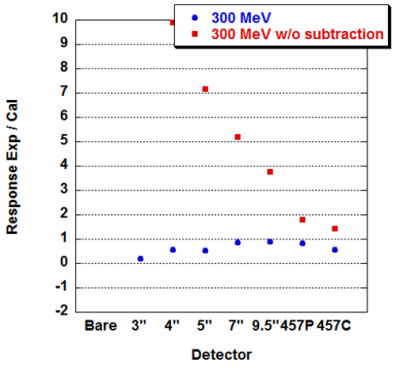


図 2：293 MeV 単色中性子に対する各ボナー検出器の応答の測定値/計算値（Bare 検出器はグラフ範囲外）。青は本手法を用いた場合，赤は本手法を用いなかった場合。

さらに，準単色中性子場の低エネルギー連続中性子を含む全領域のスペクトル特性とその測定への影響について，一連のボナー検出器測定結果のアンフォールディングと計算により評価と考察を行った。

本研究成果は JSPS 科研費 25871197 の助成を受けたものである。

*Akihiko Masuda[1], Tetsuro Matsumoto[1], Hideki Harano[1], Yosuke Iwamoto[2], Hiroshi Iwase[3], Takashi Nakamura[4], Daiki Satoh[2], Masayuki Hagiwara[3], Tatsuhiko Sato[2], Hiroshi Yashima[5], Yoshihiro Nakane[2], Tatsushi Shima[6], Atsushi Tamii[6] and Kichiji Hatanaka[6]
[1]AIST, [2]JAEA, [3]KEK, [4]Tohoku Univ., [5]Kyoto Univ., [6]Osaka Univ.

transXend 検出器を用いたエネルギー分解 X 線 CT における アンフォールディング法の検討

Study on unfolding method in the energy-resolved X-ray CT with a transXend detector

丸山能央，濱口　拓，*神野郁夫
京都大学

transXend 検出器を用いたエネルギー分解 CT において，求める解の収束条件依存性が問題であった．この解決のため，設定エネルギー範囲数を増加し，離散化の影響を排除し，良好な結果を得た．

キーワード：X 線 CT，エネルギー分解，アンフォールディング

1. 緒言　X 線コンピュータ断層撮影(CT)において X 線のエネルギー情報を用いたエネルギー分解 CT を実施するため，X 線を電流として測定し，解析により X 線エネルギー分布を得る transXend 検出器を開発し，物質識別，実効原子番号評価，低被曝簡易 CT などへ応用してきた[1]．しかし解析(アンフォールディング)に必要な応答関数を評価するために被検体を構成する物質を用いる必要があり，またエネルギー範囲数を transXend 検出器の要素検出器の数と同数に設定していたが，解が収束条件に依存するなどの問題があった．この原因がエネルギー範囲数を数個とし離散化しすぎたため，と考え，今回はエネルギー範囲を 0.5 keV，範囲数を 11~120 keV の 219 個として解析した．

2. 使用検出器，応答関数　transXend 検出器は 4 式の厚さ 1 mm の Si(Li)検出器と第 3 要素検出器の前に設置された 58 μm のスズ吸収体からなる．測定電流値は $I \propto \int E \cdot Y(E) \cdot \varepsilon(E) dE$ とできる．ここで，E，$Y(E)$，$\varepsilon(E)$は，X 線のエネルギー，X 線数，検出器の吸収効率であり，応答関数 $R(E)$ は $E \cdot \varepsilon(E)$ で与えられる．各要素検出器による測定電流値 I_i と応答関数 $R_{i,j}$，離散化した X 線エネルギー分布 Y_j は，式(1)で表される．応答関数は，0.5 keV ごとの X 線について減弱の式で求めた．

$$\begin{pmatrix} I_1 \\ I_2 \\ \vdots \\ I_m \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} R_{11} & R_{12} & \cdots & R_{1n} \\ R_{21} & R_{22} & \cdots & R_{2n} \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ R_{m1} & R_{m2} & \cdots & R_{mn} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} Y_1 \\ Y_2 \\ \vdots \\ Y_n \end{pmatrix} \quad (1)$$

3. 解析　管電圧 120 kV で発生した X 線がアクリル 10 cm を通過した場合について，初期値をアクリル厚さ 0，10，20 cm およびアルミニウム(Al) 5 cm 通過後の X 線として，SANDII コード[2]を用いて解析した．いずれの初期値を用いても，ほぼ正確に解が得られた．図 1 に Al 通過初期値を用いた場合の解の収束条件依存性を示す．

4. 結論　アンフォールディングにおけるエネルギー範囲を狭め，範囲数を多くすることで初期値，収束条件に依存しない解が得られた．エネルギー範囲を 5 keV としても良好な結果が得られるが，10 keV では離散化の影響がでた．今後，実験に応用する手法を検討する．

[1] Y. Yamashita, et al., J. Nucl. Sci. Technol., **51**, 1256 (2014).
[2] W. McElroy, et al., Air Force Weapons Laboratory, 1967.

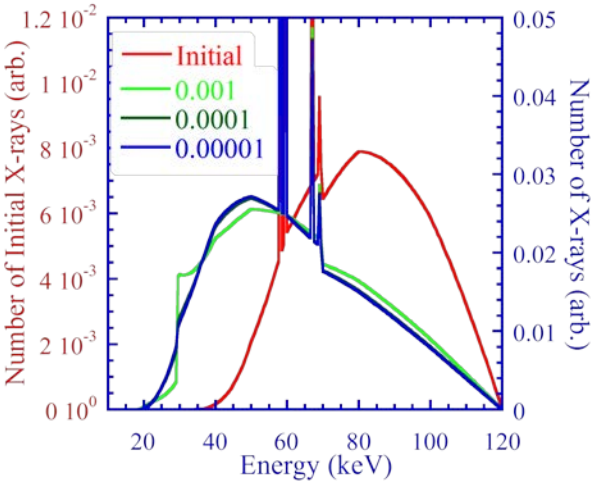


図 1．解の収束条件依存性．赤線は初期値．

Yoshihiro Maruyama, Takumi Hamaguchi, *Ikuo Kanno
Kyoto Univ.

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

[1K12-16] Development of Radiation Detection Device

Chair: Ikuo Kanno (Kyoto Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 3:50 PM - 5:10 PM Room K (Lecture Rooms C C101)

[1K12] Characterization of Strontium Iodide scintillator

＊SO KAMADA[1], Seiki Ohnishi[1], Naoteru Odano[1] （1.National Maritime Research Institute）

3:50 PM - 4:05 PM

[1K13] Fabrication and Characterization of Cubic SrI2(Eu) Crystals for use in Array Detectors

＊Kenji Shimazoe[1], Akihiro Koyama[1], Hiroyuki Takahashi[1], Shiro Sakuragi[2], Yasushi Yamasaki[3] （1.The University of Tokyo, 2.Union Materials, 3.Leading Edge Algorithm）

4:05 PM - 4:20 PM

[1K14] Development of UV Curing Resin to Form Scintillator by a 3D Printer

＊Tadahiro Kin[1], Takayuki Nakamura[1], Yukinobu Watanabe[1] （1.Kyusyu Univ.）

4:20 PM - 4:35 PM

[1K15] Development of diamond electric devices for nuclear power reactors with standing a severe accident

Masakatsu Tsubota[1], ＊Junichi Kaneko[1], Takehiro Shimaoka[1], Hiroaki Shimmyo[1], Hitoshi Koizumi[1], Akiyoshi Chayahara[2], Yukako Kato[2], Hitoshi Umezawa[2] （1.Hokkaido Univ., 2.AIST）

4:35 PM - 4:50 PM

[1K16] Fabrication and evaluation of position-sensitive TlBr detectors

＊Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Toshiyuki Onodera[2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1], Keizo Ishii[1] （1.Tohoku Univ., 2.Tohoku Inst. Tech.）

4:50 PM - 5:05 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ヨウ化ストロンチウムシンチレータの特性評価

Characterization of strontium iodide scintillator

*鎌田 創[1]，大西世紀[1]，小田野 直光[1]

[1]海上技術安全研究所

抄録 海底土放射能詳細分布測定を目的として開発した海底土放射能分布測定ロボットに搭載するヨウ化ストロンチウムシンチレータの波高スペクトルの全吸収ピークの位置変動、核種識別能について特性試験を実施した。評価温度は、実海域での使用を想定し、40 ℃から 0 ℃の範囲に 10℃毎で設定した。

キーワード：$SrI_2(Eu)$，福島第一原子力発電所，海底土放射能分布, ROV

1. 緒言 海上技術安全研究所（以下、海技研）では、東京電力福島第一原子力発電所(1F)事故によって原子力発電所から海域に放出された放射性物質の詳細な分布状況を調査するための海底土放射能詳細分布測定用ロボットとして、ガンマ線検出器を搭載した遠隔操作無人操作機(Remotely Operated Vehicle; ROV)を開発している。現在、ROV にはガンマ線検出器として、ヨウ化ナトリウムシンチレータを搭載させ波高スペクトルを得ている。今回、エネルギー分解能が良好であるヨウ化ストロンチウム（以下、SrI2 (Eu)）シンチレータ[1,2]に置き換える事を予定している。実海域試験では、船上の気温と海水の温度差によって引き起こされる、シンチレータの波高スペクトルのピークシフトが目的核種とバックグラウンド核種との識別を困難になる可能性がある。そこで、ヨウ化ストロンチウムの波高スペクトルのピークシフト、バックグラウンド核種との弁別能について温度特性試験を実施した。

2. 実験方法 評価した SrI2 (Eu)シンチレータは、2.5 cm 直径、2.5 cm 高さの円柱の結晶であり、潮解性が非常に強いため、アルミニウムの円筒に、光の取り出し面をガラスで蓋をする形式の密封容器に入れたものである。シンチレータから発生する光は光電子増倍管にて増幅し、得られる出力波形収集と信号処理には、FPGA(BridgePort USBBase)を使用して光電子増倍管からの出力波形信号を収集し電荷積分して波高スペクトルを得た。これら検出器システム全体を恒温槽に入れ、庫内温度範囲 0℃から 40℃まで、10℃毎に温度設定した環境下で、662 keV ガンマ線に対するシンチレータの波高スペクトル関してピークシフトやエネルギー分解能を評価した。

3. 結論 各温度点で得られた波高スペクトルを図 1 に示す。ピーク位置は、0℃から 40℃で、520 チャネルから 720 チャネルまで変動している。どの温度点においてもエネルギー分解能は 5%未満と NaI(Tl)シンチレータの一般的な分解能（7.0%）と比較しても良好である。また、図 2 に SrI2(Eu)シンチレータと現在 ROV に搭載している NaI(Tl)シンチレータのピーク位置の相対変動を図 2 に示す。$SrI_2(Eu)$温度が上昇するにつれて 0.8%/℃で単調減少し、NaI(Tl)は 20℃を極大値となるような変化をみせているが、SrI2(Eu)シンチレータの時間によるピークシフトは、現在使用している NaI(Tl)のピークシフトより大きい事を示している。会場では、バックグランド核種との弁別能の評価データを示すとともに、温度による放射能濃度の評価への影響を議論する。

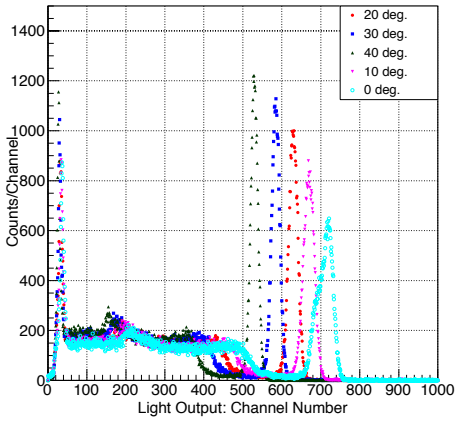


図 1 室温で得られた波高スペクトル

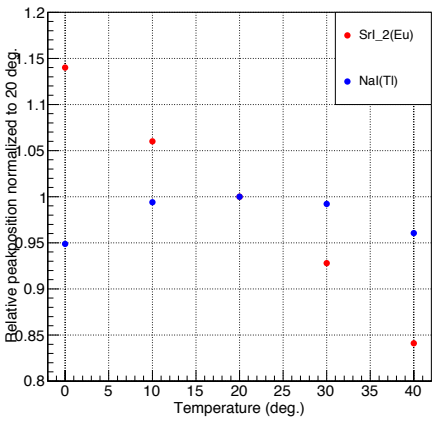


図 2 各温度点に関する Cs-137 のピーク位置の変動

謝辞 本研究は、科学技術振興機構研究成果展開事業 先端計測分析技術機器開発プログラム 放射線計測領域で採択された三井造船株式会社、東京大学生産技術研究所、九州工業大学、海上技術安全研究所の 4 機関が共同参画した「海底土放射能分布濃度測定ロボットの開発」の成果の一部である。

---

*So Kamada[1], Seiki Ohnishi[1] and Naoteru Odano[1]

[1]National Maritime Research Institute

アレイ検出器用キューブ型ヨウ化ストロンチウム結晶の特性評価

Fabrication and Characterization of Cubic SrI2(Eu) Crystals for use in Array Detectors

*島添 健次[1]、小山 晃広[1]、高橋 浩之[1]、櫻木 史郎[2]、山嵜 康司[3]
[1]東京大学工学系研究科、[2]ユニオンマテリアル、[3]リーディングエッジアルゴリズム

マイクロ UAV(Unmanned Aerial Vehicle)等に搭載可能な小型軽量コンプトンカメラの開発においては、半導体光検出素子との接合が可能な良好なエネルギー分解能を有するシンチレータが望まれている。ヨウ化ストロンチウムはそのエネルギー分解能から有力な候補でありキューブ型結晶と APD/SiPM での性能評価を行った。

キーワード：ヨウ化ストロンチウム、シンチレータ、APD、SiPM

1. 緒言

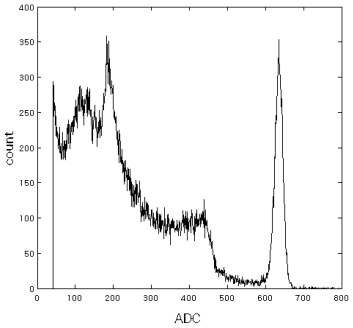
福島第一原子力発電所事故後の放射線モニタリングの必要性から我々のグループでは小型軽量コンプトンカメラの開発および無人ヘリへの搭載試験を行ってきた。また今後マイクロ UAV への搭載を進めている。一方でコンプトンカメラには良好なエネルギー分解能が必要とされる。ヨウ化ストロンチウムは 3%台の良好なエネルギー分解能を有しているが高い潮解性からアレイ検出器としての利用が困難であった。ここではキューブ型のヨウ化ストロンチウム結晶を作成し小型半導体光検出器 APD/SiPM との接合により性能評価を行った。

2. 実験および手法

アルミケースに 1cm および 1inch サイズの結晶を封止したキューブ型ヨウ化ストロンチウム結晶を溶液化手法を用いて作成した。結晶を APD (S8664-1010)および SiPM (S12642-0808PA-50 MPPC)と接合し特性評価を行った。

3. 結果

右図に 10mm キューブ結晶と APD を用いた場合のエネルギースペクトルを示す。0 度及び 20 度においてそれぞれ 3.25% @ 662keV, 3.55% @ 662 keV のエネルギー分解能が得られた。整形時定数の測定では 3 μs において最も良好なエネルギー分解能が得られた。



4. 結論

小型コンプトンカメラへの適用に向けて、キューブ型ヨウ化ストロンチウム結晶と半導体光検出器を用いた特性評価を行った。各測定試験において 3%台@662keV のエネルギー分解能を有していることが確認された。今後本結晶を用いたコンプトンカメラの試作を予定している。

参考文献

[1] Jiang, Jianyong, et al. "A prototype of aerial radiation monitoring system using an unmanned helicopter mounting a GAGG scintillator Compton camera."Journal of Nuclear Science and Technology (2015): 1-9.

[2] Shimazoe, K., et al. "Fabrication and Characterization of Cubic SrI 2 (Eu) Scintillators for use in Array Detectors." *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment* (2015).

*Kenji Shimazoe[1], Akihiro Koyama[1], Hiroyuki Takahashi[1], Shiro Sakuragi[2] and Yasushi Yamasaki[3]
[1]Univ. of Tokyo, [2]Union Materials, [3]Leading Edge Algorithm

3D プリンタでのシンチレータの造形を目的とした UV 硬化樹脂の開発

Development of UV Curing Resin to Form Scintillator by a 3D Printer

*金 政浩[1]，中村 嵩之[1]，渡辺 幸信[1]
[1]九大総理工

3D プリンタで放射線計測用シンチレータを造形する手法の開発を行った。試作したシンチレータを用いた線源測定の結果、市販のプラスチックシンチレータと比較しても十分な性能があることを確認した。

キーワード：3D プリンタ，UV 硬化樹脂，プラスチックシンチレータ

1. 背景・目的

放射線計測分野においては、しばしば独自の形状や構造の検出器が必要となることがあり、加工が容易なプラスチックシンチレータが広く用いられている。近年 3D プリンタの普及に伴い、複雑な形状の造形物を高精度に作成できるようになってきた。もし 3D プリンタの造形物としてシンチレータが得られれば、放射線計測分野において非常に有用である。そこで我々は、市販の 3D プリンタで造形可能な、シンチレーション光を発する UV 硬化樹脂の開発を目的とした。

2. シンチレーション UV 硬化樹脂の開発

シンチレーション UV 硬化樹脂を作るためには、ベース剤の条件として、放射線から受けたエネルギーを樹脂に効率的に伝播する様に π 電子を多く含む事が求められる。また、光開始剤の吸収スペクトルとシンチレーション光の発光スペクトルがある程度異なる必要がある。今回、ベース剤としては東亞合成製 M-211B、光開始剤としてはチバ・ジャパン製 Irgacure TPO を選択した。

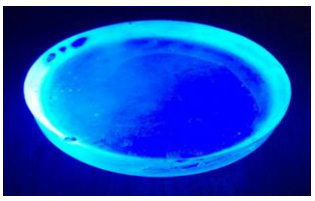


図 1 作成した樹脂を UV ライトで照射した様子

次に、これらの樹脂に溶解可能な発光剤として PPO、また光電子増倍管の量子効率の高い波長へシンチレーション光をシフトするための波長変換剤として bis-MSB を選択した。発光量や硬化性などを確認して、最適な M211B、PPO、bis-MSB、Irgacure TPO の混合比を決めた。図 1 に混合した樹脂を硬化させたものに、UV ライトを照射した様子を示す。

3. 線源を用いた計測実験

作成したシンチレータとジーテック社製のプラスチックシンチレータ(いずれもϕ55mm×10mm^t)を用いた線源計測を行った。両者のシンチレーション光は浜松ホトニクス製光電子増倍管(PMT) H6410 で計測し、PMT 印加電圧や計測回路の条件を同じにして Amptek 社製 MCA-8000D で計測を行った。図 2 に得られたガンマ線・ベータ線スペクトルを示す。ガンマ線スペクトルに見られるコンプトン端の位置・形状とベータ線スペクトルの Endpoint を比較したところ、両者に大きな違いは見られず、同等の性能を持つことがわかった。

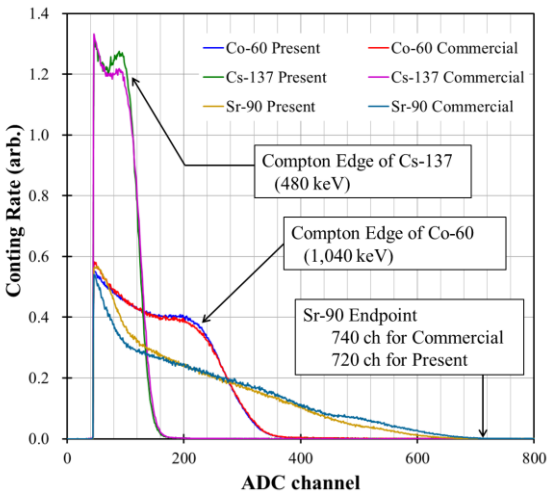


図 2 作成した樹脂と市販のプラスチックシンチレータによるガンマ線、ベータ線の計測結果

4. まとめ・今後の展望

今回作成したシンチレータは市販のシンチレータと同等の性能を示した。今後、今回開発した樹脂の 3D プリンタによる造形をすすめる。また、樹脂に B や Li を溶解させ、中性子に感度をもたせたり、重元素を溶解させて密度を高めることにより、ガンマ線感度をあげたり、新たな機能を付与する手法に取り組む。

謝辞：本研究は JSPS 科研費 26630485 の助成を受けたものです。

*Tadahiro Kin[1], Takayuki Nakamura[1] and Yukinobu Watanabe[1]
[1]Kyushu Univ.

過酷事故対応を目指した原子炉用ダイヤモンド半導体デバイスの開発 (9)ダイヤモンド放射線検出器の X 線耐性

Development of diamond electric devices for nuclear power reactors with standing a severe accident
(9) Evaluation of radiation tolerance of diamond detectors for X-rays

坪田雅功[1]，*金子純一[1]，嶋岡毅紘[1]，新名宏章[1]，
茶谷原昭義[2]，加藤有香子[2]，梅沢仁[2]
[1]北大院工，[2]産総研

X 線照射によるダイヤモンド放射線検出器への影響を評価した。ダイヤモンド単結晶に X 線照射をしたが、紫外、可視、赤外光の吸光度に変化は見られなかった。α線誘導電荷量測定では、積算線量 3MGy 照射によってエネルギー分解能の劣化を確認した。

キーワード：ダイヤモンド、放射線検出器、耐放射線性、界面

1. 緒言　ダイヤモンドはワイドバンドギャップ半導体であり、静電容量や漏れ電流が小さい優位性もあるため、高温高線量下でも動作する放射線検出器として期待されている。この特徴を活かし、過酷事故時にも原子炉格納容器内を測定可能なγ線検出器の開発を進めている。ダイヤモンドが放射線耐性に優れていても、検出器として動作させるには電極が必要となるため、検出器としての耐放射線性を調べることは重要である。本研究では、X 線照射によるダイヤモンドへの影響、及び、検出器への影響を評価した。

2. 実験　オフ角をつけた約 5×5 mm^2 の高圧高温合成した IIa 型ダイヤモンド基板[1]の{100}面上に、マイクロ波プラズマ CVD 合成により単結晶を合成し、リフトオフ法により自立膜化した[2]。ダイヤモンドの評価として、紫外可視吸光度、赤外フーリエ変換吸光度測定、そして電子スピン共鳴測定によって X 線照射前後を比較した。成長層面に TiC/Pt オーミック電極、裏面に Pt ショットキー電極を付け、検出器とし、X 線照射前後の漏れ電流-印加電圧特性と 241Am の 5.5MeV α線照射による誘導電荷量分布を測定した。

3. 結果・考察　ダイヤモンド単結晶に対する X 線照射では、5MGy まで照射しても各測定で変化は見られなかった。α線誘導電荷量測定では、積算線量 3MGy でエネルギー分解能の劣化が見られた。このとき、漏れ電流の増加と静電容量の増加も確認した。電極を除去した後に、再度電極をつけた場合、低下した分解能等が回復し、照射前と同じ結果が得られた。金属界面において X 線の影響が現れると考えられる。

本研究は原子力システム研究開発で行った研究成果である。

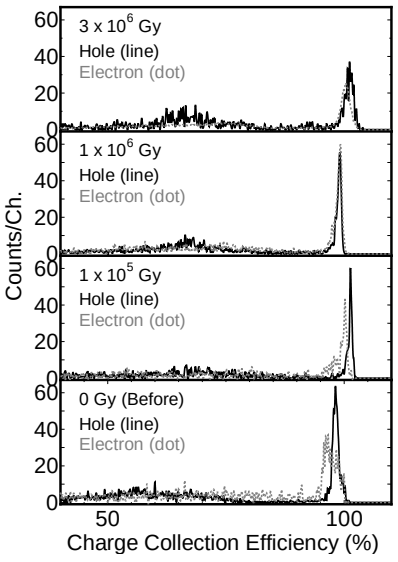


図　α線誘導電荷量分布の X 線照射による変化。

参考文献

[1] H. Sumiya et al., J. Cryst. Growth, vol. 178, p485 (1997).
[2] Y. Mokuno et al., Diamond Related Material, vol. 17, p415 (2008).

Masakatsu Tsubota[1], *Junichi H. Kaneko[1], Takehiro Shimaoka[1], Hiroaki Shimmyo[1],
Akiyoshi Chayahara[2], Yukako Kato[2] and Hitoshi Umezawa[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]AIST

位置敏感型 TlBr 検出器の製作と評価

Fabrication and Evaluation of Position-Sensitive TlBr Detectors

*人見 啓太朗[1]，長野 宣道[1]，小野寺 敏幸[2]，伊藤 辰也[1]，金 聖潤[1]，石井 慶造[1]

[1]東北大学，[2]東北工業大学

ガンマ線吸収効率が非常に高い化合物半導体である臭化タリウム(TlBr)結晶の育成を行い，その結晶から位置敏感性を有するガンマ線検出器を製作した．密封線源を用いてその特性の評価を室温にて行った．

キーワード：臭化タリウム(TlBr)，ガンマ線検出器，位置敏感型検出器，化合物半導体検出器

1. 緒言

臭化タリウム(TlBr)は構成原子の原子番号(81, 35)および密度(7.56 g/cm^3)が非常に高い化合物半導体である．帯域精製法により純化した TlBr 結晶は室温において~10^{10} Ω·cm と高い抵抗率を示し，移動度–寿命時間積も電子で> 10^{-3} cm^2/V，正孔で> 10^{-4} cm^2/V と非常に高い値が得られている[1]．このため TlBr は室温で動作するガンマ線検出器材料として大変有望である．本研究では TlBr 結晶における正孔の輸送特性が良好であることに着目して，両面ストリップ電極を有する位置敏感型 TlBr 検出器の製作を行い，その特性評価を行った．

2. 実験

市販の TlBr 素材を帯域精製法により純化することにより，高純度の結晶を得た．育成した結晶を切り出し，表面処理を行い約 6.5 mm × 6.5 mm × 5 mm の大きさに加工した．結晶の 6.5 mm × 6.5 mm の 1 面にガード電極で囲まれた 3 本のストリップ電極(長さ 3.4 mm，幅 1 mm)を形成し，対向する裏面には表面のストリップ電極と直交するようにストリップ電極を形成した．検出器上のすべての電極に電荷有感型前置増幅器を接続し，その出力波形を 8 チャンネルのディジタイザにより取得した．検出器の陽極および陰極ストリップからの信号を用いて入射ガンマ線の相互作用位置毎にエネルギースペクトルを取得した。

3. 結果・考察

製作した両面ストリップ型 TlBr 検出器に 300 V のバイアス電圧を印加し，室温にて ^{137}Cs ガンマ線スペクトルを測定した．検出器はガンマ線の相互作用位置に依らずほぼ一様なエネルギースペクトルを示した．検出器の中央付近でガンマ線が相互作用した際に得られたスペクトルでは，深さ補正することなしに 3.7%のエネルギー分解能が得られた．今後は、電子のドリフト時間を利用した深さ補正を採用することによりエネルギー分解能の改善を行うと共に信号波形解析による複数回相互作用事象の解析が課題として考えられる．

参考文献

[1] K. Hitomi, T. Shoji, K. Ishii, Advances in TlBr detector development, Journal of Crystal Growth 379 (2013) 93-98.

*Keitaro Hitomi[1], Nobumichi Nagano[1], Toshiyuki Onodera[2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] and Keizo Ishii[1]

[1]Tohoku Univ., [2]Tohoku Inst. Tech.

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

[1K17-20] Development of Radiation Measurement System

Chair: Kenji Shimazoe (Tokyo Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 5:10 PM - 6:15 PM Room K (Lecture Rooms C C101)

[1K17] Development of a transparent MSGC with optical readout

＊Xuan Lian[1], Yuki Mitsuya[1], Yang Tian[2], Kenji Shimazoe[2], Hiroyuki Takahashi[1] （1.Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo,, 2.Bioengineering, School of Engineering, The University of Tokyo,）

5:10 PM - 5:25 PM

[1K18] 2-d scintillation detector for neutron protein diffractometer in J-PARC

＊Tatsuya Nakamura[1], Kentaro Toh[1], Katsunori Honda[1], Masumi Ebine[2], Atsushi Birumachi[2], Kaoru Sakasai[1] （1.JAEA, J-PARC, MLF, Neutron instrumentation section, 2.JAEA, Tokai Research establishment, Electromechanical group）

5:25 PM - 5:40 PM

[1K19] 2-d scintillation detector for neutron protein diffractometer in J-PARC

＊Masumi Ebine[1], Tatsuya NAKAMURA[2], Kentaro TOH[2], Katsunori HONDA[2], Atsushi BIRUMACHI[2], Kaoru SAKASAI[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.J-PARC Center）

5:40 PM - 5:55 PM

[1K20] Neutron Energy Spectrometer with Onion-like Single Bonner Sphere Using TRSUT Eu:LiCAF Scintillator for High Flux

＊Tomoaki Mizukoshi[1], Kenichi Watanabe[1], Akira Uritani[1], Atsushi Yamazaki[1], Tetsuo Iguchi[1], Tomohiro Ogata[2], Takashi Muramatsu[2], Tetsuro Matsumoto[3], Akihiko Masuda[3] （1.Nagoya Univ. Engineering, 2.MHI LTD, 3.AIST）

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Development of a transparent MSGC with optical readout

*Xuan Lian[1], Yuki Mitsuya[1], Yang Tian[2], Kenji Shimazoe[2], Hiroyuki Takahashi[1]
[1]Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo,
[2]Bioengineering, School of Engineering, The University of Tokyo.

Abstract

After the development of transparent Micro-strip Gas Chamber (MSGC), the optical readout of MSGC will introduce the indirect coupling of optical readout and MSGC electrodes which will ease the sparks problems, and the high gain of gaseous detectors seems an interesting feature when combined with the flat panel detector readout techniques. This work tested the performance of a transparent MSGC with optical output. The photon emitting and transmission efficiency were acquired and discussed.

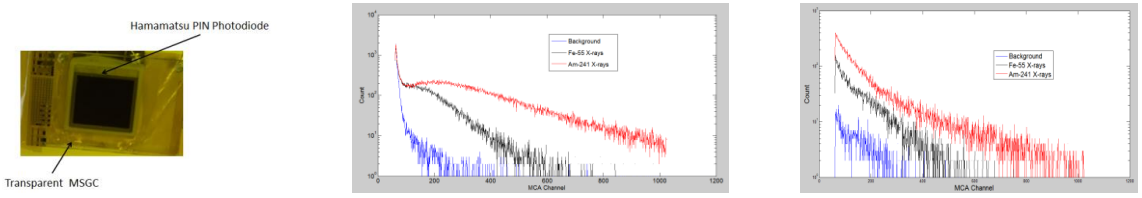
Keywords: Micro-pattern, gas scintillation, flat panel detector, Medical Imaging

1. Introduction

The unique features of gaseous detector make it a promising way to develop low-cost, large area and good spatial resolution detectors. After the development of transparent Micro-strip Gas Chamber (MSGC), the optical readout of MSGC has become practical. The indirect coupling of optical readout and MSGC electrodes will help to prevent the sparks damaging the electronics, and the high gain of gaseous detectors will give enough signals to be collected by the photodiode which have been widely used in the flat panel detectors.

2. Test of the MSGC optical readout

A transparent Micro-strip Gas Chamber (MSGC) with IZO electrode was tested with a photodiode output. Both the electronic signal from the MSGC and optical signal from the photodiode was measured.



a) set up of the experiment b）spectra from MSGC c）spectra from photodiode

Figure1. the experiment setup and result of the optical signal readout

3. Conclusion

The performance of the optical output of current MSGC substrate was measured. Several parameters such as photon emitting efficiency and transmission of the substrate were measured for estimating the optical output performance and the optimization of the substrate design.

References

[1] Takahashi, H., et al. (2010). "The transparent microstrip gas counter." Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment 623(1): 123-125.

[2] Takahashi, H., et al. (2002). "Development of a new multi-grid-type microstrip gas chamber." Nuclear Instruments & Methods in Physics Research Section a-Accelerators Spectrometers Detectors and Associated Equipment 477(1-3): 13-16.

J-PARC たんぱく質専用中性子回折装置用シンチレータ検出器の開発
（１）2.5 mm 位置分解能をもつ大面積型 2 次元検出器の特性評価

2-d scintillation detector for neutron protein diffractometer in J-PARC

(1) Detector performance of the large area prototype detector

*中村 龍也[1]，藤 健太郎[1]，本田 克徳[1]，海老根 守澄[1,2]，美留町 厚[2]，坂佐井 馨[1]

[1]原子力機構 J-PARC、[2]原子力機構 工務技術部

J-PARC に設置予定のたんぱく質専用中性子回折装置のための 2 次元シンチレータ中性子検出器を開発した。発表では 2.5mm の位置分解能をもつように設計したプロトタイプ検出器の試験結果について報告する。

キーワード：シンチレータ，中性子検出器，波長シフトファイバ、J-PARC

1. 緒言

大強度パルス中性子源 J-PARC/MLF では「たんぱく質専用中性子単結晶回折装置」の建設を計画しており数年内の完成を目指している。本装置では試料からの微弱な回折線を効率的かつ精度よく測定するためカメラ半径 80 cm の位置にできるだけ多くの検出器を隙間少なく配置する。検出器 1 台には、位置分解能 1~2 mm、検出効率>50% (熱中性子)、ガンマ線感度<10^{-6}、有感面積 25-50x50cm^2、長期計数安定性、検出器端での最小不感領域、低コスト性、等が要求される。この実現に向けて我々はシンチレータと波長シフトファイバ(WLSF)を用いた検出器を基礎とした 2 つの検出ヘッド方式を検証してきた。ひとつは WLSF を隙間なしでアレイ化し 1 mm 分解能を狙った構造で先の年会でその実現可能性を示した[1)]。もうひとつは WLSF を一定のピッチでギャップをもって配置するもので 2-3 mm の位置分解能、大面積、低コスト性を両立できる。本発表では後者の検出ヘッド方式を採用し、光リフレクタグリッドを組み込んだ構造のプロトタイプ機を試作したので報告する。

2. 光リフレクタグリッドを組み込んだ 2 次元シンチレータ検出器

図 1 に検出ヘッド部の構造を、図 2 にプロトタイプ機の外観を示す。本方式の検出器では中性子誘起のシンチレーション光を下流側に配置された WLSF 群により受光しコインシデンス法により検出位置を特定する。WLSF の張りピッチは要求される位置分解能と機械的制約から 2.5 mm とし X,Y 方向に各 128 本を配置した。各 WLSF 間にはファイバ位置を固定するため光リフレクタグリッドを装填した。これにより検出器のピクセルサイズと位置分解能を厳密に 2.5 mm へ固定し、数年以上に及ぶ長期運用でも正確な検出位置を保持する工夫を施した。ヘッド部製作技術の改良を重ねこれまでで最大の有感面積 320×320 cm^2 と有感面積割合 71%を実現し、分光器遮蔽体、検出器フレームサイズの制約に耐えうる軽量・コンパクトなものとした。市販の ZnS/^{6}LiF(scintacor 社製)を装填して評価したところ位置分解能 2.5 mm、検出効率＞30%、 ガンマ線感度＜10^{-7}（閾値に依存)であることを確認した。

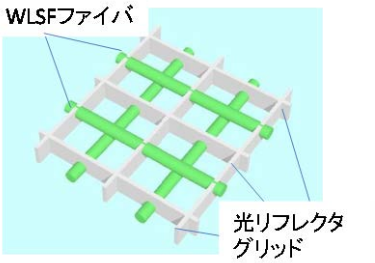


図 1　検出ヘッド部の構造(シンチなし)

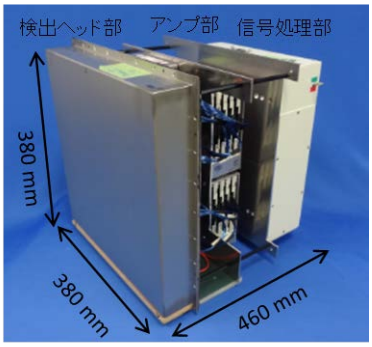


図 2　プロトタイプ機の外観

参考文献

[1] 中村他、原子力学会 2014 春の大会 J53

*Tatsuya Nakamura, Kentaro Toh, Katsunori Honda, Masumi Ebine, Atsushi Birumachi, and Kaoru Sakasai

[1]Japan Atomic Energy Agency, J-PARC, [2]Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Science Directorate

J-PARC たんぱく質専用中性子回折装置用シンチレータ検出器の開発
(2) 重心演算 FPGA 回路の開発とプロトタイプ検出器への適用

2-d scintillation detector for neutron protein diffractometer in J-PARC
(2) FPGA based center of gravity circuit for a photon counting detector

*海老根守澄 [1]，中村龍也 [1]，藤健太郎 [1]，本田克徳 [1]，美留町厚 [1]，坂佐井馨 [1]
[1] 日本原子力研究開発機構

J-PARC のたんぱく質専用中性子回折装置には高精度・小ピクセルでの中性子位置検出が要求される。このためシンチレータ・波長シフトファイバ検出器に適したフォトンカウンティング用重心演算回路を開発した。発表では開発した回路ロジックをプロトタイプ検出器へ適用した結果について報告する。

キーワード：シンチレータ，中性子検出器，重心計算，内挿法，J-PARC

1. 緒言

大強度パルス中性子源 J-PARC/MLF に計画中の「たんぱく質専用中性子単結晶回折装置」には大面積かつ高位置分解能（小ピクセルサイズ）である 2 次元検出器が要求され、我々はシンチレータと波長シフトファイバ(WLSF)を用いた検出器で開発を進めている。これまでにフォトンカウンティング法で動作する当該検出器のための重心計算・内挿演算用の FPGA 回路を開発し、ファイバチャンネル数を増大することなく位置分解能とピクセルサイズが改善されることを 4 mm ピッチの試験機で示した[1]。今回、実効ピクセルサイズをさらに小さく、WLSF が配置されたピッチの 1/2(ハーフ)、1/4(クオータ)の単位で求める FPGA 論理演算回路を製作した。これらの回路ロジックを実機対応の検出器（WLSF を 2.5mm ピッチで配置）へ実装し試験した結果について報告する。

2. フォトンカウンティング用重心演算回路の実機への適用

実機検出器では直径 1mm の WLS ファイバが 2.5 mm ピッチで XY 方向に張られ、WLSF 間には光リフレクタグリッドが配置されている(WLSF 群の上下に ZnS/^{6}LiF シンチレータが配置される) 。本回路の適用時には光リフレクタグリッドを装填しない。ロジック回路の演算手法はアンガーカメラと類似で波高値の代わりに検出フォトン数を使用する。製作したロジック回路を実機用の信号処理ボード(Altera, Cyclone-II)へインプリメントし検出器の位置応答を検証した。図 1 に 1x1 mm^2 の中性子ビームを検出器へ入射した場合の出力結果を示す。入射ビームが WLSF 直上、WLSF 間、何れの場合でも小ピクセル化と高位置分解能化が図られることを確認した。計数損失もなく位置線形性も良好であり、本手法を実機検出器へ適用可能であることを確認した。

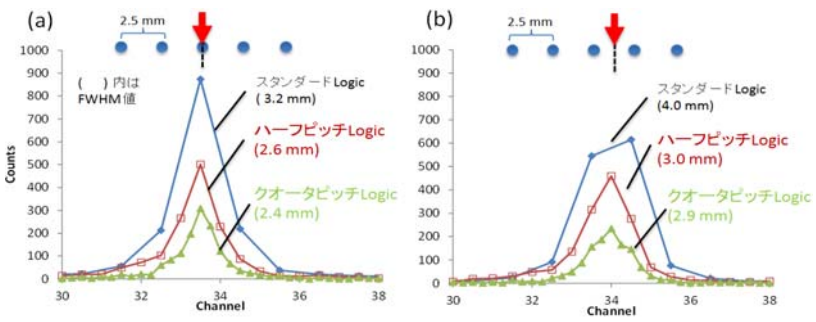


図 1　重心演算回路ロジックの適用結果
（ビームが(a)WLSF 上、(b) WLSF 間に入射の場合）

参考文献

[1] 海老根他, 2014 春, J54

*Masumi Ebine[1], Tatsuya Nakamura [1], Kentaro Toh[1], Katsunori Honda[1], Atsushi Birumachi[1], Kaoru Sakasai[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

TRUST Eu:LiCAF を用いた多重球殻構造を有する高フラックス用一球型中性子スペクトロメータ

Neutron Energy Spectrometer with Onion-like Single Bonner Sphere Using TRSUT Eu:LiCAF Scintillator for High Flux

*水越 友亮[1]，渡辺 賢一[1]，瓜谷 章[1]，山崎 淳[1]，井口 哲夫[1]
尾方 智洋[2]，村松 貴史[2]，松本 哲郎[3]，増田 明彦[3]
[1]名古屋大学，[2]三菱重工，[3]産業技術総合研究所

従来の多球ボナー球中性子スペクトロメータを一つの検出器にまとめた一球型検出器が考案された。中性子シンチレータに透明な TRUST Eu:LiCAF を使用した検出器を試作した。今回は中性子検出媒体内にある Eu:LiCAF の量を調整し、高フラックス用検出器を作製した。

キーワード：ボナー球，中性子スペクトル，LiCAF シンチレータ

1. 緒言

現在用いられている中性子スペクトロメータにボナー球中性子スペクトロメータがある。ボナー球中性子スペクトロメータは複数の検出器が必要であるため、測定時間が長くなることや高線量場での測定では検出器交換の際の作業員の被ばく線量の増加が問題となる。そこで先行研究として、一つのポリエチレン球内に複数の検出部を球殻状に配置した一球型検出器が考案された。本研究では透明で信号波高分布にピークを生じ、柔軟で加工が容易な中性子検出媒体（Transparent Rubber SheeT type Eu:$LiCaAlF_6$: TRUST Eu:LiCAF）を使用した試作検出器を製作し、単色中性子場での測定とシミュレーションにより応答関数の評価を行った。今回は TRUST Eu:LiCAF 内にある Eu:LiCAF の量を調整し感度を下げ高フラックス用中性子スペクトロメータを作製した。

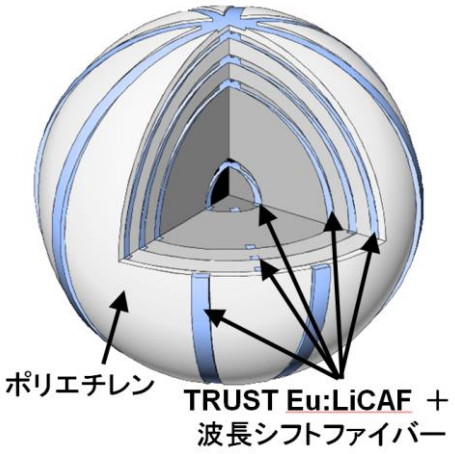


図１　検出器の概略図

2. 検出器概要

製作した検出器の概略を図１に示す。図１にある TRUST Eu:LiCAF で生じた光を、それぞれの側面に設置された波長シフトファイバーで収集、端面まで伝達させる。端面に接続した光電子増倍管によって光を電気信号に変換し、波形整形、信号増幅を行った後に波高分布を取得した。今回、５層構造の一球型検出器を製作した。

3. 実験・結果

産業技術総合研究所で黒鉛パイル外熱中性子場、単色中性子場において本検出器の応答計測を行った。また、測定によって得られた計数値の妥当性を評価するためにモンテカルロ計算コード PHITS を使用して ^{6}Li の(n,α)反応数を求め実際に得られた計数から求めた検出器の感度と比較を行った。

*Tomoaki Mizukoshi[1], Kenichi Watanabe[1], Akira Uritani[1], Atsushi Yamazaki[1], Tetsuo Iguchi[1],Tomohiro Ogata[2], Takashi Muramatsu[2], Tetsuro Matsumoto[3], and Akihiko Masuda[3]
[1]Nagoya Univ., [2]Mitsubishi Heavy Industries, [3]National Institute of Advanced Industrial Science and Technology

Oral Presentation | V. Fusion Energy Engineering | 501-2. Fusion Reactor Material Science (Reactor and Blanket Materials, Irradiation Behavior)

[1L01-03] Tritium permeation

Chair: Yuji Hatano (Univ. of Toyama)

Sat. Mar 26, 2016 2:45 PM - 3:35 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

[1L01] Deuterium migration behavior in ceramics-metal multilayer coatings

＊Seira Horikoshi[1], Jumpei Mochizuki[1], Cui Hu[1], Yasuhisa Oya[1], Takumi Chikada[1] （1.Fuculty of Science, Shizuoka University）

2:45 PM - 3:00 PM

[1L02] Deuterium permeation behavior in erbium oxide coatings irradiated by iron ion at elevated temperature

＊Takumi Chikada[1], Seira Horikoshi[1], Jumpei Mochizuki[1], Cui Hu[1], Freimut Koch[2], Kiyohiro Yabuuchi[3], Yasuhisa Oya[1] （1.Shizuoka University, 2.Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, 3.Kyoto University）

3:00 PM - 3:15 PM

[1L03] Fabrication and deuterium permeation measurements of yttrium oxide coating containing carbide nanoparticles.

＊Jumpei Mochizuki[1], Seira Horikoshi[1], Cui Hu[1], Yasuhisa Oya[1], Takumi Chikada[1] （1.Faculty of Science, Shizuoka University）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

セラミックス―金属多層膜中の重水素移行挙動

Deuterium migration behavior in ceramics-metal multilayer coatings

*堀越 清良[1]，望月 惇平[1]，胡 翠[1]，大矢 恭久[1]，近田 拓未[1]
[1]静岡大学

トリチウム透過低減被覆の研究として、セラミックス―金属多層膜中の重水素移行挙動を調べた。低放射化フェライト鋼基板上に鉄と酸化エルビウムを用いて二層または三層からなる被覆を作製し、重水素透過試験を行った。また、核反応分析により重水素を導入した多層膜中の重水素深さ分布を測定した。

キーワード：トリチウム、透過、被覆、セラミックス、核反応分析

1. 緒言: トリチウム(^{3}H)の透過漏洩を抑制するための被覆研究において、セラミックス薄膜上に金属を被覆することによって、^{3}H 透過低減性能を保ちつつ、増殖材候補との共存性が向上されることが報告されている[1]。しかし、このような多層膜中での水素同位体透過挙動は明らかにされていない。そこで本研究では、優れた透過低減性能を有している酸化エルビウム(Er_2O_3)および液体増殖材との共存性の高い鉄(Fe)を用いて二層または三層からなる被覆を作製し、水素同位体透過挙動を調べるとともに重水素深さ分布を求め、セラミックス―金属多層膜中の重水素の透過経路やインベントリについて検討した。

2. 実験: 低放射化フェライト鋼 F82H 平板上に真空アーク蒸着法を用いて Er_2O_3 膜(膜厚 1 μm 程度)を作製後、マグネトロンスパッタリング法により Fe 膜(膜厚 0.26～0.65 μm)を成膜、または鉄箔(厚さ 10 μm)で覆うことにより Er_2O_3―Fe の二層構造の被覆を作製し、ガス透過法によって重水素透過率を測定した。また、Er_2O_3―Fe 二層構造の上に Er_2O_3 を成膜した Er_2O_3―Fe―Er_2O_3 三層構造の被覆試料についても同様に透過試験を行った。試験後の試料は 600 ºC、80 kPa にて透過装置内で重水素曝露し、重水素の透過量が定常に達した状態で室温まで急冷して分布を保持させ、ヘリウム3イオンビーム照射(0.69～4.0 MeV)による ^{3}He (d, p) ^{4}He の核反応で生成した陽子を検出することで、被覆中における重水素濃度の深さ分布を求めた。

3. 結果・考察: 図に多層膜試料の各温度における重水素透過率を示す。Er_2O_3―Fe 二層構造中における透過は Fe 層の厚さに依存せず、Er_2O_3 層中での拡散により制御されることが示された。Er_2O_3―Fe―Er_2O_3 三層構造の被覆試料は透過率を基板の $1/10^4$ に低減し、二つの Er_2O_3 層がそれぞれ独立に拡散障壁として機能したことが示唆された。核反応分析による多層膜中の重水素分布からは、Fe 層中では重水素濃度が低く、Er_2O_3 中では深さ方向を進むにつれて濃度が高くなる傾向が見られた。この傾向は過去の Er_2O_3 のみの被覆における結果と一致しており、重水素は主に Er_2O_3 の粒界中を拡散することが示唆された。また、二層膜中での重水素濃度は Er_2O_3 のみの被覆と同等であったが、三層膜中にはそれらの 3 倍程度の重水素が保持されていたことから、膜の多層化は透過低減性能の向上に有効であるが、実用化の際はトリチウムインベントリについて考慮する必要があると考えられる。

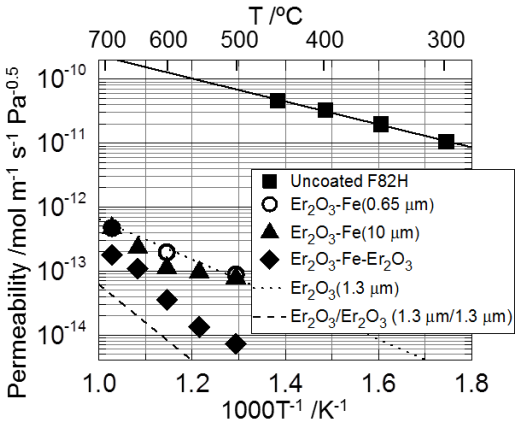


図　多層膜中における重水素透過率

参考文献

[1] T. Chikada *et al.*, *Fusion Eng. Des.* 88 (2013) 640-643.

*Seira Horikoshi[1], Jumpei Mochizuki[1], Cui Hu[1], Yasuhisa Oya[1] and Takumi Chikada[1]
[1]Shizuoka Univ.

高温下で鉄イオン照射した酸化エルビウム薄膜中の重水素透過挙動

Deuterium permeation behavior in erbium oxide coatings irradiated by iron ion at elevated temperature

*近田 拓未[1]，堀越 清良[1]，望月 惇平[1]，胡 翠[1]，Koch Freimut[2]，藪内 聖皓[3]，大矢 恭久[1]
[1]静岡大学，[2]マックスプランクプラズマ物理研究所，[3]京都大学

トリチウム透過低減被覆として研究が進められている酸化エルビウム薄膜を用いて、高温下で鉄イオン照射した薄膜試料の重水素透過試験を行った。照射薄膜試料と非照射薄膜試料の微細構造および重水素透過挙動を比較することで、照射損傷が重水素透過に与える影響を調べた。

キーワード：トリチウム，透過，被覆，イオン照射

1. 緒言

DT 核融合炉における構造材料からのトリチウムの透過漏洩を低減させる技術として、近年酸化エルビウム（Er_2O_3）薄膜について詳細な水素同位体透過挙動が調べられてきたが[1]、薄膜中に生じた照射損傷の水素透過への影響については明らかになっていない。そこで本研究では、温度影響と照射影響を弁別するために薄膜に対して高温での重イオン照射を実施し、次いで微細構造分析と重水素透過試験を行った。

2. 実験

低放射化フェライト鋼 F82H 平板上に酸化エルビウム（Er_2O_3）薄膜を精密な結晶構造の制御が可能な真空アーク蒸着法によって膜厚 1 μm 程度となるように作製した。この薄膜試料に対して、複合ビーム材料照射装置にて 600 ºC で Fe^{3+}を損傷量が 0.01～1 dpa となるまで照射した。損傷量の計算には TRIM コードを用いた。照射後、薄膜試料を顕微鏡観察等の組織分析およびガス透過法による水素同位体透過試験に供した。

3. 結果と考察

図に Fe^{3+}照射により 0.1 dpa の損傷量を与えた Er_2O_3 薄膜試料の重水素透過係数の温度変化を示す。照射した薄膜試料の透過係数は非照射の結果よりも低い値を示し、また透過の活性化エネルギーの増加が見られた。過去の研究より Er_2O_3 薄膜中の水素透過は粒界拡散が律速過程であることが明らかになっているため、照射薄膜試料では照射損傷により粒界構造が変化し、粒界拡散の活性化エネルギーが増加したことが示唆された。Fe^{3+}照射により薄膜中に多数の欠陥が導入され、同時に加熱により回復されたことで原子の再配列が起こり、透過試験中に水素同位体がより拡散しにくい粒界構造を持った結晶構造が形成されたと考えられる。

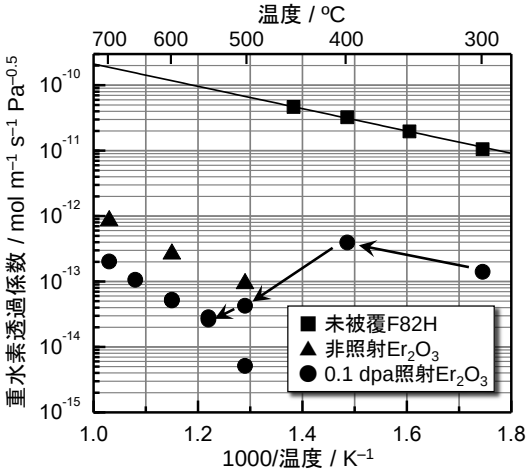


図　非照射および 0.1 dpa 照射 Er_2O_3 薄膜試料の重水素透過係数の温度依存性

参考文献

[1] T. Chikada, *et al.*, J. Nucl. Mater. 417 (2011) 1241–1244.

*Takumi Chikada[1], Seira Horikoshi[1], Jumpei Mochizuki[1], Cui Hu[1], Freimut Koch[2], Kiyohiro Yabuuchi[3] and Yasuhisa Oya[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, [3]Kyoto Univ.

炭化物ナノ粒子を添加した酸化イットリウム薄膜の作製と重水素透過測定

Fabrication and deuterium permeation measurements of yttrium oxide coating containing carbide nanoparticles.

*望月 惇平[1]，堀越 清良[1]，胡 翠[1]，大矢 恭久[1]，近田 拓未[1]
[1]静岡大学理学部

ブランケット筐体および配管におけるトリチウム透過低減被覆の開発において、被覆の自己修復機能の付与をねらいとした炭化物ナノ粒子を添加した酸化イットリウム薄膜を作製した。薄膜試料の組織分析と重水素透過試験を通して、自己修復材料の選定と成膜パラメータの最適化を行った。

キーワード：トリチウム、透過、被覆、セラミックス

1. 緒言：D-T 核融合炉の実現において、燃料サイクルの確立および周辺環境へのトリチウム放出制御の観点から、燃料生成・回収系からのトリチウム漏洩の低減は最重要課題の一つであり、ブランケット筐体および配管等にトリチウム透過低減性の被覆を施すことが検討されている。トリチウム透過低減被覆開発においては、条件を満たす透過低減性能を確保する必要があるが、それと同時に運転中に生じるひび割れ、剥離など被覆率の低下による透過低減性能の劣化を防ぐことも重要である。そこで本研究では、被覆への自己修復機能の付与を目的として、自己修復材料の選定を行った後に、実際に候補材料のナノ粉末を添加した酸化イットリウム(Y_2O_3)薄膜を作製し、組織分析と重水素透過試験を通して成膜パラメータの最適化を行った。

2. 実験：自己修復候補材料として炭化ケイ素(SiC)および炭化クロム(Cr_3C_2)を用いて、それぞれの粉末を大気雰囲気中で 500～700 ºC で 1 時間加熱した後、X 線回折により化学変化を調べた。また、自己修復材料のナノ粒子をディップコート剤に添加し、有機金属分解法によって Y_2O_3 薄膜試料を作製した。作製した試料に対して、走査型電子顕微鏡による表面観察、エネルギー分散型 X 線分析による元素分析、およびガス透過試験によって被覆試料中の水素同位体透過挙動を調べた。

3. 結果、考察：図に大気中で各温度にて熱処理を行った Cr_3C_2 の X 線回折の結果を示す。SiC では回折ピークの変化は見られなかったが、Cr_3C_2 では 600 ºC 以上で加熱処理した試料において酸化クロムに由来するピークが確認されたため、運転温度範囲内で酸化して自己修復材として働く可能性を持つ Cr_3C_2 を添加材として選定した。Cr_3C_2 を添加して作製した Y_2O_3 薄膜試料の元素分析より、薄膜内に Cr_3C_2 の粒子が確認できたが、一方多数の剥離も観測された。重水素透過試験では、透過試験中の結晶化とみられる透過の減少が確認され、最終的に基板の 1/100 程度の透過低減性能を示した。しかし、この値は透過低減被覆として十分な性能ではなく、表面観察により観測された剥離により十分な被覆率が確保できていないことが原因であると考えられる。発表では、より高い被覆率を確保するための成膜パラメータ、また最適パラメータで作製した試料の重水素透過試験の結果について報告する。

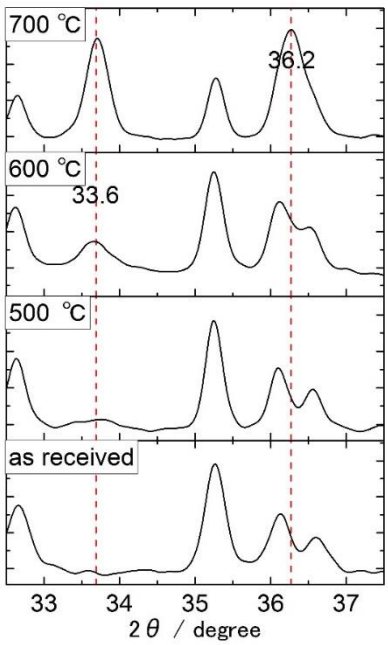


図　各温度にて加熱処理した Cr_3C_2 粉末の XRD スペクトル

*Jumpei Mochizuki[1], Seira Horikoshi[1], Cui Hu[1], Yasuhisa Oya[1] and Takumi Chikada[1]
[1]Faculty of Science, Shizuoka Univ.

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

[1L04-07] Detritiation, Mesurement

Chair: Tsuyoshi Hoshino (JAEA)

Sat. Mar 26, 2016 3:35 PM - 4:45 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

[1L04] Effect of hydrocarbons on tritium oxidation reactor for ITER Detritiation System

＊Yuki Edao[1], Yasunori Iwai[1], Katsumi Sato[1], Takumi Hayashi[1] （1.JAEA）

3:35 PM - 3:50 PM

[1L05] Measurements of tritium distributions on divetor tiles used in JET-ITER like wall campaign using imaging plate technique and β-ray induced X-ray spectrometry

＊Yuji Hatano[1], Kazuya Yumizuru[2], Seppo Koivuranta[4], Jari Likonen[4], Masao Matsuyama[1], contributors JET[3] （1.Hydrogen Isotope Research Center, Organization for Promotion of Research, University of Toyama, 2.Graduate School of Science and Engineering, University of Toyama, 3.EUROfusion Consortium, JET, 4.VTT Technical Research Centre of Finland）

3:50 PM - 4:05 PM

[1L06] Effect of halogenated gas on detritiation efficiency of the detritiation system

＊Yasunori Iwai[1], Akiko Kondo[1], Yuki Edao[1], Katsumi Sato[1], Hitoshi Kubo[2], Yusuke Ohshima[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Tanaka Kikinzoku Kogyo K.K.）

4:05 PM - 4:20 PM

[1L07] Tritium sorption in soil particles immersed in tritiated water

＊Kazunari Katayama[1], Hiroyuki Date[1], Tatsuro Hyuga[2], Kazuya Furuichi[1], Toshiharu Takeishi[2], Satoshi Fukada[1] （1.IGSES, Kyushu Univ., 2.Faculty of Engineering, Kyushu Univ.）

4:20 PM - 4:35 PM

©Atomic Energy Society of Japan

ITER トリチウム除去系を想定したトリチウム酸化触媒塔における炭化水素の影響

Effect of hydrocarbons on tritium oxidation reactor for ITER Detritiation System

*枝尾　祐希，岩井　保則，佐藤　克美，林　巧
原子力機構

ITER トリチウム除去系では、火災等の異常時においても高い除去効率が求められる。火災等で発生する炭化水素がトリチウム除去効率に与える影響を精査した。トリチウム化炭化水素が触媒塔内で生成するが、200℃の触媒塔で燃焼できるため、トリチウム除去効率に与える影響は小さいことを明らかにした。

キーワード：ITER，トリチウム除去系，触媒塔，トリチウム酸化，炭化水素

1. 緒言

ITER トリチウム除去設備は火災等の異常時においても確実なトリチウム除去性能の維持が求められる。トリチウム酸化触媒塔では、施設内火災時にケーブル被覆材等が燃焼することで発生する炭化水素が漏洩トリチウムと反応し、トリチウム化炭化水素が生成することでトリチウム酸化反応が阻害され、全体のトリチウム除去性能が低下することが懸念されている。そこで、ITER での使用が予定されている低ハロゲンケーブルが燃焼した際に発生するメタン・エチレン・プロピレンガスを用い、トリチウム化炭化水素の生成率とトリチウム除去性能に与える影響を精査した。

2. 実験

容量 20cc の TKK-H1P 触媒を試験触媒塔に充填し、触媒温度を 50 ~ 200°C に保持した。トリチウムと炭化水素（メタン、エチレン、プロピレン）濃度 1%の混合ガスあるいは成分別の炭化水素ガスを含む空気を試験触媒塔に流量 1600 cm^3/min で導入した。触媒塔の温度は反応で生じたトリチウム水蒸気とトリチウム化炭化水素を水バブラーで弁別捕集し、トリチウム化炭化水素の生成率を求めた。

3. 結果・考察

図 1 に触媒塔における炭化水素成分別のトリチウム化炭化水素の生成率を示す。炭化水素の種類によってトリチウム化炭化水素の生成率が大きく異なることがわかった。150℃以下ではトリチウム化エチレンの生成率が突出して高い。また、50～350℃の触媒温度範囲においては難燃性のトリチウム化メタンの生成は極めて小さいことがわかった。したがって、異常時用トリチウム除去系のトリチウム酸化触媒塔の設計においては、ワンススルーの運転を想定した場合、トリチウム化メタンの生成率が小さいためトリチウム化メタン分解用の高温触媒塔を必要としないこと､他のトリチウム化炭化水素は 200℃の低温触媒塔で完全燃焼するためトリチウム除去性能へ与える影響は小さいことを明らかにした。

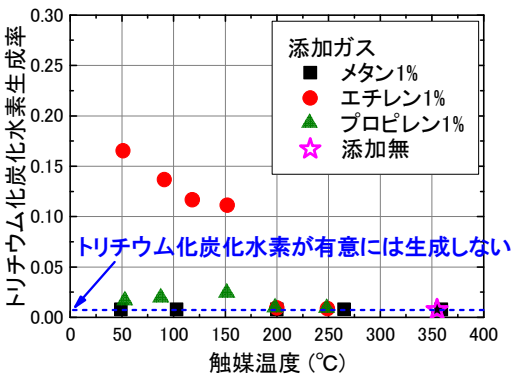


図 1　トリチウム化炭化水素の生成率

*Yuki Edao, Yasunori Iwai, Katsumi Sato and Takumi Hayashi
Japan Atomic Energy Agency.

イメージングプレート法およびβ線誘起X線計測法によるJET ITER-Like Wall ダイバータタイル上のトリチウム分布の測定

Analysis of Tritium Distributions on Divertor Tiles Used in JET ITER-Like Wall Campaign by Means of Imaging Plate Technique and β-Ray Induced X-Ray Spectrometry

*波多野 雄治[1]、弓弦 一哉[1]、Koivuranta Seppo[2]、Likonen Jari[2]、松山 政夫[1]、JET contributors[3†]
[1]富山大学、[2]VTT Technical Research Centre of Finland, [3]EUROfusion Consortium

JETのITER-Like Wall実験で使用されたW被覆CFCダイバータタイル上のトリチウム（T）分布をイメージングプレート法によるβ線測定およびβ線誘起X線測定により評価した。これらの方法を用いることで、堆積層中のTとWバルク中に高エネルギーで打ち込まれたTの分布を分離して評価することができた。

キーワード：トリチウム、タングステン、ベリリウム、ダイバータ、第一壁

1. 緒言

ITERではBeを第一壁、Wをダイバータに用いることが予定されているが、実際にこの材料の組み合わせで運転された大型トカマク装置はなかった。そこで、欧州のJETにおいてBeとWを用いた実験、すなわちITER-Like Wall（ILW）実験が開始された。本講演ではイメージングプレート（IP）法およびβ線誘起X線計測（BIXS）法でダイバータW被覆タイル上のトリチウム（T）分布を測定した結果を報告する。

2. 実験方法

2011～2012年のILW実験に用いられたW被覆CFCタイル上のT分布をVTT研究所で測定した。IP法では富士フィルム社製BAS-TRを用いTから放出されるβ線を検出した。汚染防止用PPSフィルム（厚さ1.2～2 μm）で覆ったIPを暗所でタイル表面に接触させたのち、レーザースキャナを用いて輝尽性発光（PSL）の2次元強度分布を読み取った。BIXS法での測定にはSiドリフト検出器（AMPTEK X-123SDD）を用いた。タイルから切り出した直径17 mmのディスク状試料の表面近傍に検出器を設置し、ArおよびN$_2$ガス雰囲気中で測定した。Tからのβ線の飛程が短いことから、IP像は表面極近傍のT分布を示す。一方で、BIXS測定の結果はバルク中のT分布を反映している。

3. 結果および考察

図にT分布のIP像をJETダイバータ断面の模式図と共に示す。PSL強度はタイル0から1にかけての面 *a*～*c* とタイル4および6の陰になっている部分（面 *f* と *i*）で高い値を示した。これらの領域には比較的厚いBe堆積層が形成されており、IP法ではBeと共堆積しているTが検出されたものと考えられる。一方で、β線誘起X線の強度は面 *b* で最も高い値を示し、プラズマからの距離が増大するとともに低下した。エネルギースペクトルの解析から、Tが少なくとも数μm以上の深さまで分布していることがわかった。これらの結果は、β線誘起X線の強度がDD反応で生成し高エネルギーでW中に打ち込まれたTの分布を反映していることを示している。講演では定量分析の結果についても報告する。

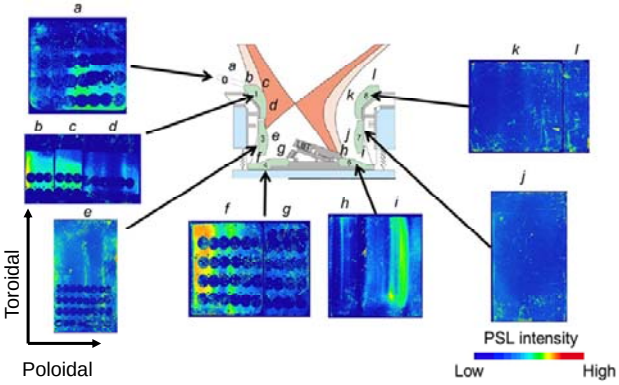


図 JET-ILW実験で使用されたW被覆CFCダイバータタイル上のトリチウム分布のIP像

*Yuji Hatano[1], Kazuya Yumizuru[1], Seppo Koivuranta[2], Jari Likonen[2], Masao Matsuyama[2], JET Contributors[3]
[1]Univ. Toyama, [22]VTT Technical Research Centre of Finland, [3]EUROfusion Consortium
† See the Appendix of F. Romanelli et al., Proc. 25th IAEA Fusion Energy Conference 2014, Saint Petersburg, Russia.

トリチウム除去システムのハロゲン影響に関する研究

Effect of halogenated gas on detritiation efficiency of the detritiation system

*岩井保則[1]，近藤亜貴子[1]，枝尾祐希[1]，佐藤克美[1]，久保 仁志[2]，大嶋 優輔[2]

[1] 日本原子力研究開発機構

[2] 田中貴金属工業株式会社

トリチウム除去システムに使用する触媒や水分吸着剤のハロゲンガス影響を精査した。塩素ガスに長期間さらされた触媒は水素酸化活性が有意に低下する。またモレキュラーシーブ水分吸着剤においても塩素ガス共存下では水分吸着容量が低下する影響が見られた。

キーワード：トリチウム，核融合，トリチウム除去システム，ハロゲン，触媒，モレキュラーシーブ，塩素，ヨウ素，炭化水素，火災

1. 緒言

核融合研究が炉工学技術の実証段階に移行するに従い、施設内のトリチウム取扱量は増加が見込まれる。トリチウム取扱施設に火災等の異常事象が生じた場合においてもトリチウム除去システムはその性能を維持する必要性がある。施設内の火災等の異常時に生じるハロゲンを含むトリチウムガスの処理を想定した場合のトリチウム酸化触媒やトリチウム水蒸気吸着剤のハロゲンガス影響を精査した。

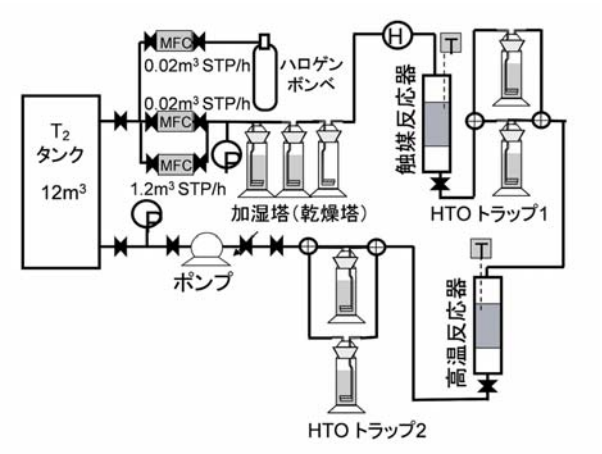


図 1　流通法トリチウム酸化触媒試験装置

2. 結果・考察

ハロゲン影響による水素酸化触媒の性能低下はハロゲン種ではヨウ素が最も影響が大きく、化学種ではハロゲン酸やハロゲン化炭化水素より分子状ハロゲンが最も影響が大きい。ハロゲンによる触媒活性の低下を抑制するためには白金・パラジウム合金触媒が適していることを確認した[1]。モレキュラーシーブ水分吸着剤は塩素ガス共存下では水分吸着容量が低下する影響が見られた。今後の大量トリチウムの取扱いが必要となる核融合施設のトリチウム除去システムの設計では火災時のハロゲン発生を考慮することが必要である。

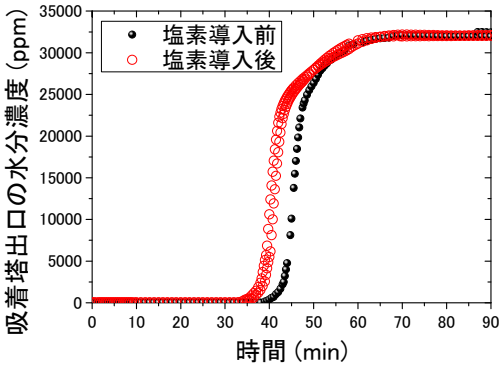


図 2　塩素(1000ppm)流通後のモレキュラーシーブの水分吸着能力の低下

参考文献

[1] 日本国特許　第 5780536 号

*Yasunori Iwai[1], Akiko Kondo[1], Yuki Edao[1], Katsumi Sato[1], Hitoshi Kubo[2] and Yusuke Ohshima[2]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2]Tanaka Kikinzoku Kogyo K. K.

トリチウム水へ浸漬させた土粒子へのトリチウム捕捉

Tritium sorption in soil particles immersed in tritiated water

*片山 一成[1]，伊達 宏行[1]，日向 達郎[1]，古市 和也[1]，深田 智[1]，竹石 敏治[2]

[1]九州大学総合理工学府，[2]九州大学工学府

核融合炉施設では大量のトリチウム汚染水を取り扱うため、安全取扱技術の確立と共に、万一の汚染水漏洩を伴う事故時におけるトリチウム挙動を把握しておく必要がある。本発表では、天然土壌および粘土鉱物をトリチウム水に浸漬した後、乾燥 Ar ガス気流中での加熱よるトリチウム放出挙動を観測した。

キーワード：トリチウム水，天然土壌，粘土鉱物

１．緒言　トリチウムは高温条件下で容易に金属壁を透過する性質を有するため、核融合炉冷却水へのトリチウムの漏洩は避けられない。また、施設内作業空間に微量に漏洩するトリチウムは、水蒸気として回収除去され、トリチウム水として処理される。このように核融合炉施設内には、大量のトリチウム汚染水が内包されることになる。核融合炉の実現に向けてトリチウムの安全管理は重要な課題であり、トリチウムを環境に漏洩させないための技術開発と共に、万が一漏洩した場合の挙動についても十分理解しておく必要がある。本研究では、トリチウム汚染水漏洩事故時の土壌中でのトリチウム移行モデルの構築を目的とする。九州大学キャンパス内で採取した天然土壌および代表的な粘土鉱物を試料として、トリチウム水浸漬後のトリチウム放出挙動を観測した。

２．実験　天然土壌試料 40g を 250kBq/cc のトリチウム水に浸漬させ常温で保管した。また代表的な粘土鉱物であるカオリナイト試料 6g を 480kBq/cc のトリチウム水に浸漬させ常温で保管した。保管中、トリチウム水を定期的にサンプリングし、液体シンチレーションカウンター(LSC)でトリチウム濃度を測定した。その後、それぞれの試料の一部を石英管に充填し、トリチウム放出実験を行った。図 1 に実験装置概略図を示す。石英管に試料を充填し、まず水分を取り除くため、乾燥 Ar ガスを室温で長時間流通させた。その後、乾燥 Ar 気流中において 5℃/min で昇温し、1000℃に達した後一定時間保持した。最後に湿潤ガスを流通させながら室温まで冷却した。放出されたトリチウムは、2 連の水バブラーで回収し、定期的にサンプリングしてトリチウム濃度を LSC で測定した。出口ガス中のトリチウム濃度を測定するため、反応管出口に電離箱を設置したが、トリチウム濃度は検出限界以下であった。トリチウムの一部は土壌粒子に含まれる水分に捕捉されると考えられることから、天然土壌試料およびカオリナイト試料からの水蒸気放出挙動も調べた。

３．結果・考察　カオリナイトについて、室温 Ar 気流中での乾燥後の昇温に伴う水蒸気放出とトリチウム放出を図 2 に比較する。水蒸気放出では 100℃、500℃、800℃付近にピークが見られた。一般に粘土鉱物には、吸着水、層間水、構造水と呼ばれる 3 種類の水分が含まれていることから、それぞれに対応した水蒸気放出と考えられる。トリチウムは昇温開始とともに放出が始まり、400℃にピークを示した後一旦減少したが、600℃から再び緩やかな放出が続いた。水蒸気放出挙動とトリチウム放出挙動は一致しなかった。天然土壌試料については、水蒸気放出、トリチウム放出ともに 3 つの放出ピークが観測され、比較的近い放出挙動を示した。単位質量あたりの水蒸気放出量はカオリナイトよりも天然土壌の方が多い一方、単位質量あたりのトリチウム放出量は天然土壌よりもカオリナイトの方が多かった。

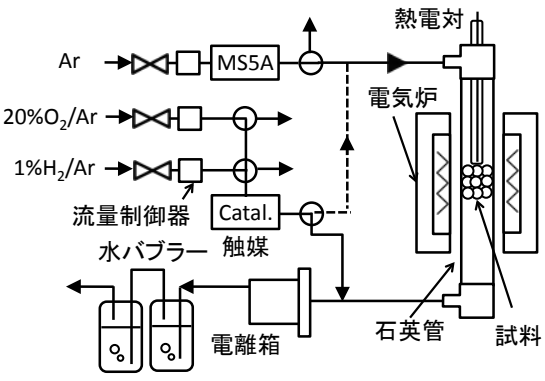


図 1 実験装置概略図

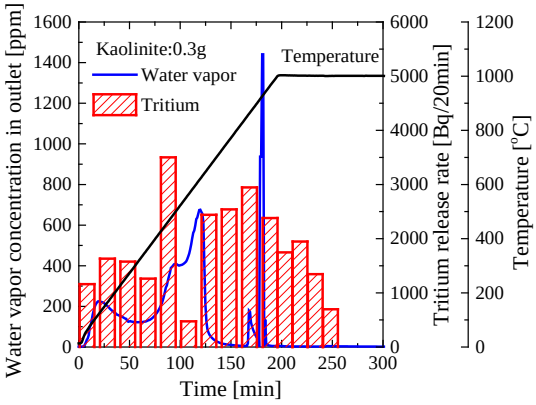


図 2 水蒸気放出とトリチウム放出

*Kazunari Katayama[1], Hiroyuki Date[1], Tatsuro Hyuga[1], Kazuya Furuichi[1], Satoshi Fukada[1] and Toshiharu Takeishi[2]
[1]Interdisciplinary Graduate School of Engineering Sciences, Kyushu Univ., [2]Graduate school of Engineering, Kyushu Univ.

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

[1L08-11] Tritium recovery

Chair: Kazunari Katayama (Kyushu Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 4:45 PM - 5:55 PM Room L (Lecture Rooms C C105)

[1L08] Evaluation of tritium recovery behavior using CuO

＊Yasuhisa OYA[1], Yuki Uemura[1], Hiroe Fujita[1], Shodai Sakurada[1], Kenta Yuyama[1], Akira Taguchi[2], Masanori Hara[2], Yuji Hatano[2], Takumi Chikada[1] （1.Shizuoka University, 2.University of Toyama）

4:45 PM - 5:00 PM

[1L09] Estimation of isotope separation factor for distillation tower packed with adsorbent showing water adsorption performance

＊Satoshi Fukada[1] （1.kyushu University）

5:00 PM - 5:15 PM

[1L10] Preparation of Catalyst with Porous Silica Supports for Water-Hydrogen Chemical Exchange and Evaluation of its Performance

＊Takahiko Sugiyama[1], Yohei Morita[1], Masahiro Tanaka[2], Akira Taguchi[3] （1.Dept. Eng. Nagoya Univ., 2.NIFS, 3.Univ. Toyama）

5:15 PM - 5:30 PM

[1L11] Simultaneous non-contact recovery of tritium and heat from liquid PbLi

＊Fumito Okino[1], Ryuta Kasada[1], Satoshi Konishi[1] （1.Institute of Advanced Energy, Kyoto University）

5:30 PM - 5:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

酸化銅触媒を用いたトリチウムの回収挙動評価

Evaluation of tritium recovery behavior using CuO

*大矢 恭久[1]，植村 有希[1]，藤田 啓恵[1]，桜田 翔大[1]，湯山 健太[1]，田口 明[2]，原 正憲[2]，
波多野 雄治[2]，近田 拓未[1]
[1]静岡大学，[2]富山大学

本研究はトリチウム実験で用いられたトリチウムの安全かつ簡便な回収装置の設計をめざすものであり、真空容器から排気されたトリチウムガス(HT、DT)をキャリアガスとともに酸化銅触媒に通気し、その際の酸化銅の粒径・温度やキャリアガスの流量をパラメータとし、トリチウムガスの酸化反応速度を定量し、必要な回収条件について検討した。

キーワード：トリチウム回収，酸化銅

1. 緒言

放射線施設における元素状(ガス状)のトリチウム管理は濃度規制であるため、一般的には希釈排気すれば環境中へ放出することも可能である。しかし、社会的な安全・安心の観点から可能な限り回収し、環境中への放出を大幅に低減することが重要である。一般的な放射線施設内において、使用後のガス状トリチウムは触媒を用いて酸化し、水バブラーなどを用いての回収が行われており、この方法で 90%以上のトリチウムを回収することが可能であることが知られているが、酸化銅の粒径・温度および空塔速度の種々の条件下を特定した際の詳細な回収効率に関する報告はこれまであまりされていない。そこで、本研究では、酸化銅の粒径、温度、反応管長さをパラメータとした際の回収効率について検討した。

2. 実験方法

静岡大学にてトリチウムイオン照射装置の排気部に比例計数管と水バブラーからなる排気ガスモニタリング回収システムを設置し、排気ガスに含まれるガス状トリチウム量及び酸化銅により水状への酸化挙動を評価した。特に、酸化銅粒径・温度及びキャリアガス流量をパラメータとして、トリチウム回収量を実験的に評価するとともに、これらの結果に基づいてシミュレーションにより回収に必要な条件を検討した。

3. 結果と考察

酸化銅温度 473 K 以上でトリチウムガス酸化反応は、酸化銅とトリチウムガスとの酸化還元が律速段階となり進行することがわかった。見かけの活性化エネルギーは 0.65 eV と算出され、西川らの結果[1,2]とよく一致することが示された。また、反応管断面積が増加すると酸化効率は増加するが、反応速度や活性化エネルギーは変化しないことが明らかになった。さらに、酸化銅粒径を小さくすると表面積が増加するため、反応頻度が増加することも実験により明らかにした。これらの結果を用いて、トリチウムが酸化銅表面に解離吸着し、酸化反応が進むプロセスをシミュレーションしたところ、反応管断面積 1.51 x 10^{-5} m^2(1/4 インチ SS 配管)、酸化銅粒径：1.0 mm、充填率：0.74、回収ガス流速：50 sccm とすると、反応管長さ 1.0 m、温度 600 K でトリチウム除去目的 1/1000 を達成できることが明らかとなった。また、粒径を小さくし、温度を上げることにより反応管長さを短くできることも示された。

参考文献

[1] M. Nishikawa et al., J. Nucl. Sci. Technol. 20 (1983) 145.

[2] H. Kawabata et al., Radioisotope, 28 (1979) 542.

*Yasuhisa Oya[1], Yuki Uemura[1], Hiroe Fujita[1], Shodai Sakurada[1], Kenta Yuyama[1], Akira Taguchi[2], Masanori Hara[2], Yuji Hatano[2], Takumi Chikada[1]

[1]Shizuoka Univ., [2]Univ. of Toyama

水分吸着性能を有した充填材を含む蒸留塔における同位体分離係数の予測

Estimation of Isotope Separation Factor for Distillation Tower Packed with Adsorbent Showing Water Adsorption Performance

*深田　智
九州大学

水蒸留塔に水吸着性能を持つ充填材を充填したときの蒸留塔の段分離係数を、表面更新説を使って解析し，段分離係数への各種操作変数の依存性について考察した。

キーワード：水蒸留塔、吸着剤、同位体分離係数、表面更新説、還流比

水蒸留法は，単純な分離操作で重水やトリチウム水の分離・濃縮が可能であるが，H_2O-HTO 間の 100°C での同位体分離係数が 1.03、60°C の真空蒸留操作で 1.06 程度であり、他の LPCE 等の同位体交換法に比べて小さく、最小還流比以上の条件で分離する必要が有ること，蒸発のための潜熱供給が多く必要であると予想されることから、大規模操作に向いていないと考えられて来た。他方水分吸着性材料のアルミナ、シリカ、ゼオライト等の吸着材は、水素、重水素、トリチウム水の吸着・脱離のプロセスにおいて同位体効果を有する。特に細孔内メソポーラス部に高い吸着性能を強く持つゼオライト吸着剤に比較的大きな同位体効果がある事が報告されている。そこで、従来からある水蒸留塔に吸脱着同位体効果がある吸着剤を充填した分離操作に新たに着目し，この同位体分離プロセス操作で生じると考えられるいくつかの現象について実験と解析で考察して来た。今回は 1 段あたりの同位体分離係数の操作条件に伴う変化について考察する。

蒸留塔内で、図 1 の様に上昇する蒸気流が凝縮し気液平衡が各段で生じるとともに，一部が吸着し上の段に上昇するとともに，下降する凝縮液と脱着交換し，下降流と混ざり下の段に降りる。この場合，定常状態の段分離係数αは、凝縮の効果α_{con}と吸着の効果α_{ad}を考慮し気液接触確率 p を使って，$\alpha = p\alpha_{con} + (1-p)\alpha_{ad}$ で表されるとする。p と操作変数の蒸気流量，凝縮液流量，段高さ等の関係を求めると、αが予測できる。

従来からの Lewis 二重境膜説で蒸気–凝縮液–吸着剤間の同位体分離係数の変化を予測する事は難しい。これは二重境膜説では蒸気側と凝縮液側とも定常状態濃度分布を設定し、吸脱着が定常状態に達し、蒸気凝縮液界面で平衡状態に達した後では水蒸気の濃度変化を取り込む事ができないからである。しかし、気液向流接触塔では，蒸気流と凝縮液流が向流で対向して流れ，吸着剤（充填材）表面で常に吸着と脱離が不規則に繰返される。そこで、Higbie の浸透説あるいは Danckwerts の表面更新説は、このミクロ非定常性を拡散式に取り込む事で，蒸留塔においても充填材間の気液物質移動を表現できるのではないかと考えた。表面更新説に従って，分離係数に吸着同位体効果や各操作因子がどのように関与するかを以下に解析する。

吸着剤に接触する液膜内の物質移動を A 成分モル分率 x_A の非定常拡散式 $\frac{\partial x_A}{\partial t} = D_L \frac{\partial^2 x_A}{\partial x^2}$ で考え、初期に吸着剤が直接蒸気に接触する状態から凝縮が進み，凝縮液を通して拡散移動すると考える。$t = 0$: $x_A = x_{A,ad}$ の初期条件と$x = 0$: $x_A = x_{A,con}$ 、$x = \infty$: $x_A = x_{A,ad}$ の境界条件を設定すると，液膜表面での拡散束は，表面更新説より、$j_A = -D_L \left.\frac{\partial x_A}{\partial x}\right]_{x=0} = \sqrt{\frac{D_L}{\pi t}}\left(x_{A,con} - x_{A,ad}\right)$ と求められる。従って，蒸気–液膜–吸着剤の全平均移動束 $j_{A,m}$ は，$j_{A,m} = \left(\alpha_{con}y_{A,b} - \alpha_{ad}y_{A,ad}\right)/\left({}^{\alpha_{con}}/_{h_V} + \sqrt{{}^{\pi t}/_{D_L}}\right)$ となる。表面更新分布関数を$f(t) = e^{-st}$で表すと、同様に全平均移動束は，$j_{A,m} = \left(\alpha_{con}y_{A,b} - \alpha_{ad}y_{A,ad}\right)\Big/\left({}^{\alpha_{con}}/_{h_V} + {}^{1}/_{\sqrt{D_L s}}\right)$と求められる。

こ結果から推察される段分離係数αと蒸留操作条件（蒸気流量、還流比）との関係は，次の様になる。

(1) 段分離係数は，吸着剤を充填材にすると凝縮のみのときから変化する。この効果は，接触確率が高くなるにつれて大きくなる。
(2) (1)の効果は，蒸気–凝縮液–吸着剤間の接触確率とともに変化する。
(3) 表面更新の時間が短くなると（s が大きくなることに相当)、分離係数は凝縮の場合に近づくと考えられる。
(4) (3)の効果は，段分離係数が，HETP と同様に，還流比とともに変化する事を予測する。

現在 HTO 蒸留分離実験を実施し、各影響を測定している。

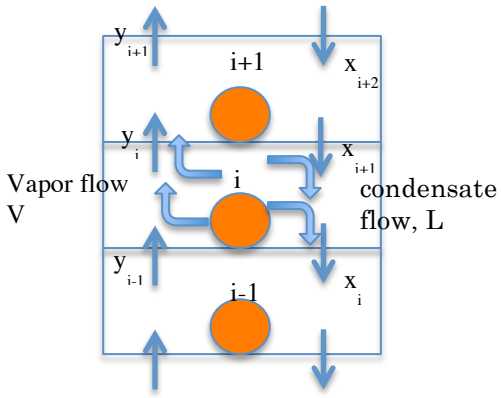


図 1　吸着と凝縮が同時に生じる蒸留塔の解析

*Satoshi Fukada
Kyushu University

多孔質シリカを担体とした水 - 水素化学交換反応用触媒の調製とその性能評価

Preparation of Catalyst with Porous Silica Supports for Water-Hydrogen Chemical Exchange and Evaluation of its Performance

*杉山 貴彦[1]，森田 洋平[1]，田中 将裕[2]，田口 明[3]
[1]名大院・工，[2]核融合研，[3]富山大学

ヘキサデシルメトキシシランで疎水化した多孔質シリカを担体として，水 - 水素化学交換反応用の白金触媒を調製した．調製した触媒について，トリチウム水を用いて水素同位体交換反応実験を行い，触媒層の性能を測定したところ，総括物質移動係数として 86 ± 5 s^{-1} の値を得た．

キーワード：トリチウム，水素同位体，同位体分離，白金触媒，多孔質シリカ

1. 緒言　水 - 水素化学交換法に用いる触媒として，疎水化した多孔質シリカに白金を担持させたものが開発されている[1]．液相化学交換法にこの触媒を用いる場合，疎水化度と触媒性能との関係はよくわかっていない．本研究は，直鎖アルキル基の炭素数の異なるシランカップリング剤を用いて疎水化度の異なる触媒を調製し，疎水化度と触媒性能との関係を，トリチウム水を用いた実験により調べることを目的とした．

2. 実験　担体には多孔質シリカ（CARiACT Q-50，富士シリシア化学製）を用いた．この担体 20 g を，直鎖アルキル基を構造に含む数種類のシランカップリング剤（信越化学工業製または東京化成製）10 g と蒸留水 20 g，エタノール 180 g の混合溶液に 20 時間浸漬し，その後 120℃で 20 時間乾燥させることで疎水化した．白金前駆体としてヘキサクロロ白金(IV)酸六水和物（和光純薬，特級）を用いて，水素還元法により白金を担持した．調製した触媒について，大気圧下 70℃の条件で，約 5 MBq/kg のトリチウム水を用いて，水素ガスと水蒸気間で水素同位体交換実験を行った．

3. 結果　調製した触媒の白金担持量は，触媒 1 g あたり約 5 mg であった．また，白金微粒子の粒子径は約 9 nm であった．水素同位体交換実験の結果より，触媒層の反応効率ηを求め，式(1)の物質移動モデルに基づいて，反応速度定数kの値を評価した．

$$1 - \eta = \exp(-kt_0) \qquad (1)$$

ここで，t_0は混合ガスが触媒層を通過する際の平均滞留時間である．結果を図 1 に示す．反応速度定数は，直鎖アルキル基の炭素数に対しておよそ正の相関を示した．炭素数が 16 のヘキサデシルトリメトキシシランを用いた場合，反応速度定数kの最大値として 86 ± 5 s^{-1} を得た．

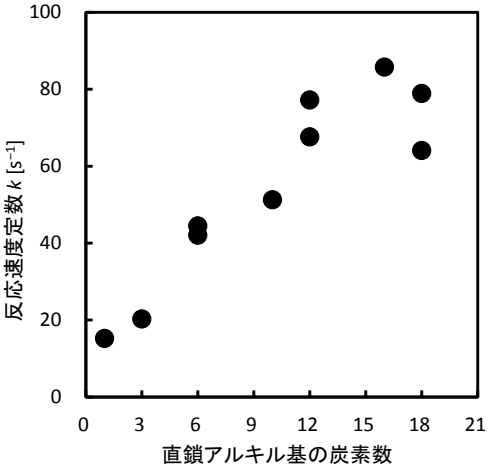


図 1　直鎖アルキル基の炭素数と反応速度定数の関係

4. 結言　疎水化した多孔質シリカを担体として水 - 水素化学交換反応用の白金触媒を調整した．担体の疎水化に用いるシランカップリング剤の直鎖アルキル基の炭素数の増加に伴い，触媒の水素同位体交換性能が向上することが明らかになった．

謝辞　本研究の一部は核融合科学研究所共同研究（NIFS13KOBA029）の援助を受けて行った．

参考文献

[1] 岩井保則他，化学，70, 35 (2015).

*Takahiko Sugiyama[1], Youhei Morita[1], Masahiro Tanaka[2] and Akira Taguchi[3]
[1]Nagoya University, [2]National Institute for Fusion Science, [3]University of Toyama.

液体 PbLi からのトリチウムと熱エネルギーの同時 非接触 抽出に関する研究

Tritium and Heat Simultaneous Non-contact Recovery from Liquid PbLi

*興野　文人[1]，笠田　竜太[1]，小西　哲之[1]
[1]京都大学　エネルギー理工学研究所

DCLL-TBM に於ける課題の一つであるﾄﾘﾁｳﾑ透過及び熱交換材耐久性を解決する手段としてﾘﾁｳﾑ鉛(PbLi)液滴から真空中落下時にﾄﾘﾁｳﾑ及び熱を非接触で同時に回収する検討を行った。液滴の小径化により非接触でも実現可能と判明したが重要項目、特に PbLi 液滴からの放射係数、他に関し検証が必要。

キーワード：ﾄﾘﾁｳﾑ回収、熱回収、非接触、ﾘﾁｳﾑ鉛、ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ

1. 緒言

液体 PbLi を使用するﾌﾞﾗﾝｹｯﾄ方式の一つである Dual-Coolant Lithium Lead(DCLL)は高い熱抽出効率が得られる反面、MHD 圧損、ﾄﾘﾁｳﾑ透過、隔膜耐久性等の技術的課題があり ITER-TBM には採用されていない。これらの解決案として PbLi 液滴を真空中に落下させ非接触でトリチウムを回収すると同時に熱をふく射により回収する可能性の検討を行った。非接触により透過や腐食の問題が低減すると期待される。

2. 検討内容

2-1. 検討ﾓﾃﾞﾙ

Fig. 1 に検討したﾓﾃﾞﾙを示す。ﾌﾞﾗﾝｹｯﾄから出たﾄﾘﾁｳﾑと熱を含有した PbLi を装置上部から真空中に液滴として落下させる。落下中にﾄﾘﾁｳﾑは移流拡散により真空中に放出され真空ﾎﾟﾝﾌﾟにより回収する。熱はふく射により側壁を加熱し二次媒体により回収する。目標として ARIES-ST[1]の結果を踏襲し温度変化 700℃→550℃、落下時間 1sec（装置高 10m 相当）とした。

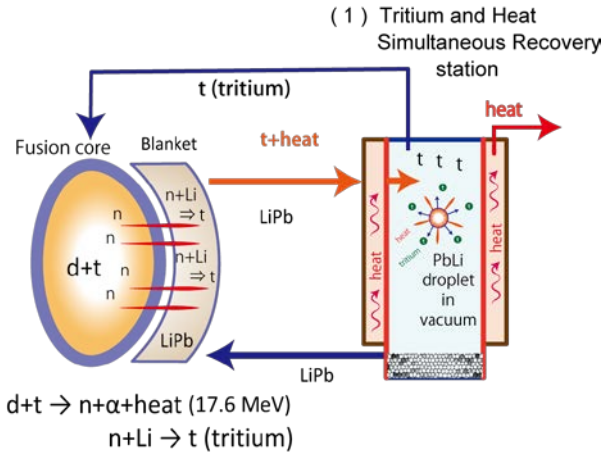


Fig. 1.　ﾄﾘﾁｳﾑ　熱　同時回収ﾓﾃﾞﾙ

2-2. 計算

両者の時定数の比較により熱のふく射放出が決定因子であり小球程効率が良い事より目標を満たす最少径を求めた。計算はﾓﾃﾞﾙを 0.1sec 単位のﾌﾞﾛｯｸに分割し各ﾌﾞﾛｯｸ内でのみ熱の交換がなされる前提とした。ｷｰとなる放射係数に関しては PbLi 液滴は未検証であり各種金属ﾃﾞｰﾀの小側値（安全側） ε =0.25 を使用した。

2-3. 結果と考察

計算の結果(Fig. 2) 液滴径を 0.02mm にすれば目標値を達成できる。但し液滴相互の影響、蒸発の影響等を無視しており放射係数と併せ検証は必須。また真空下での液滴小径化の技術検証も必要。

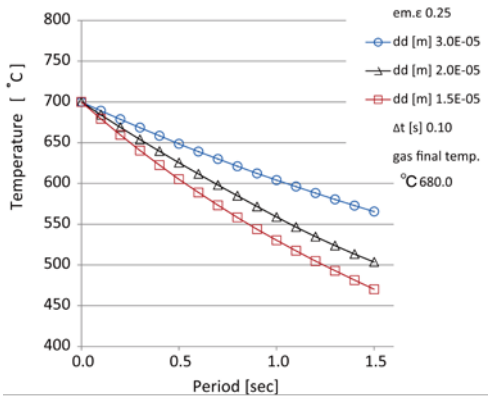


Fig. 2.　液滴径と各温度変化計

3. 結論

DCLL-TBM の透過と耐久性に関する解決の指針が得られた。検証できれば DCLL の TRL 向上に貢献できると考える。

参考文献

[1] M.S. Tillack et al., Fusion power core engineering for the ARIES-ST power plant, Fus. Eng. Des. 65 (2003) 215-261.

*Fumito Okino[1], Ryuta Kasada[1] and Satoshi Konishi[1]　[1].Kyoto University, Institute of Advanced Energy.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-1. Reactor Instrumentation, Instrumentation System, Reactor Control

[1M01-04] Instrumentation system

Chair: Akio Gofuku (Okayama Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 10:15 AM - 11:25 AM Room M (Lecture Rooms C C106)

[1M01] Corrosion Property of Sheath Materials using MI Cables at Conditions simulated Severe Accident

＊Hiroko Nakano[1], Hiroshi Shibata[1], Tomoaki Takeuchi[1], Yoshinori Matsui[1], Kunihiko Tsuchiya[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:15 AM - 10:30 AM

[1M02] Development of hydrogen monitor

＊Masaru Hirabayashi[1], Kuniaki Ara[1], Ryutaro Hino[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

10:30 AM - 10:45 AM

[1M03] Evaluation of optical instruments of in-water wireless transmission system under gamma-ray condition

＊Noriaki otsuka[1], Tomoaki Takeuchi[1], Kunihiko Tsuchiya[1], Taro Shibagaki[2], Hirohisa Komanome[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Ikegami Tsushinki Co.,Ltd.）

10:45 AM - 11:00 AM

[1M04] Gamma-irradiation Effects of Imaging Sensors in Radiation-resistant Monitoring Camera

＊Tomohiro Kamiyanagi[1], Tomoaki Takeuchi[2], Noriaki Otsuka[2], Kunihiko Tsuchiya[2], Hirohisa Komanome[1], Takashi Watanabe[3], Shunji Ueno[4] （1.Ikegami Tsushinki CO.,LTD., 2.Japan Atomic Energy Agency, 3.Brookman Technology, Inc, 4.Tokyo Nuclear Services Co., Ltd.）

11:00 AM - 11:15 AM

©Atomic Energy Society of Japan

過酷事故模擬環境における高温型 MI ケーブル用シース材の腐食特性

Corrosion Property of Sheath Materials using MI Cables at Conditions Simulated Severe Accident

*中野寛子　柴田裕司　武内伴照　松井義典　土谷邦彦
原子力機構

原子力発電所の過酷事故模擬環境における高温型 MI ケーブル用シース材の耐食性評価として、選定した SUS316 及び NCF600 について、酸素を含んだ水蒸気もしくはヨウ素雰囲気中における腐食特性を調べ、NCF600 の方が想定される環境における耐食性が高いことを明らかにした。

キーワード：軽水炉安全対策、過酷事故模擬環境、高温型 MI ケーブル、金属シース材、腐食速度

1. 緒言

原子力発電所の過酷事故時でも炉内計測データを伝送できる計測線として、金属被覆無機絶縁ケーブル(MI ケーブル)の開発を行っている。特に、過酷事故が起こった際、原子炉内は、窒素、酸素、水素、水蒸気のほかに核分裂生成物等が含まれた混合ガス雰囲気にさらされることから、シース材の破損が懸念される。本研究では、MI ケーブル用シース材として選定したオーステナイト系ステンレス鋼 SUS316 及びニッケル基合金 NCF600 について、過酷事故環境を模擬した大気雰囲気(O_2 雰囲気)、大気と水蒸気雰囲気(O_2/H_2O 雰囲気)もしくは大気とヨウ素雰囲気(O_2/I_2 雰囲気)中における耐食性を調べた。

2. 実験方法

SUS316 及び NCF600 の腐食特性は、各雰囲気での重量変化を測定することで評価した。まず、O_2 雰囲気もしくは O_2/H_2O 雰囲気では、TG-DTA を用いて、加熱中(700°C、1000°C×2h)における重量変化を測定した。なお、試験中の雰囲気はベースガス(N_2+20%O_2)を 200cm^3/分で導入し、H_2O の添加は加湿器により露点を 90°C に制御して行った。次に、O_2/I_2 雰囲気では、試験管形状の石英容器(容積：330mL)内に試験片とヨウ素 100mg をセットし、大気に暴露した状態で電気炉内 700°C×24h の加熱試験を行った。加熱後、試験片の重量測定を行い、試験前後の重量変化を測定した。これらの試験後、試験片は SEM 観察及び X 線回折により、腐食生成物の同定を行った。

3. 結果及び考察

TG-DTA により測定した SUS316 と NCF600 の腐食速度の結果を表 1 に示す。700°C×2h の条件では、O_2 雰囲気もしくは O_2/H_2O 雰囲気とも SUS316 と NCF600 の腐食速度は 0.33～0.51 mg/cm^2/h の範囲であった。一方、1000°C×2h の条件では、700°C 条件と比較して、腐食速度が大きくなり、さらに、材質の違い及び H_2O の添加の有無による影響も明確に観測された。また、O_2 雰囲気中の SUS316 は、加熱開始後約 40 分で急激な重量増加が見られた。これは、SUS316 表面に形成された酸化膜が破損し、破損部から新たな反応が促進されたためと考えられる。

表 1 TG-DTA による SUS316 及び NCF600 の腐食速度結果

シース候補材		SUS316		NCF600	
雰囲気		O_2	O_2/H_2O	O_2	O_2/H_2O
腐食速度 (mg/cm^2/h)	700°C	**0.43**	**0.51**	**0.33**	**0.36**
	1000°C	**2.4**	**6.9**	**0.6**	**1.6**

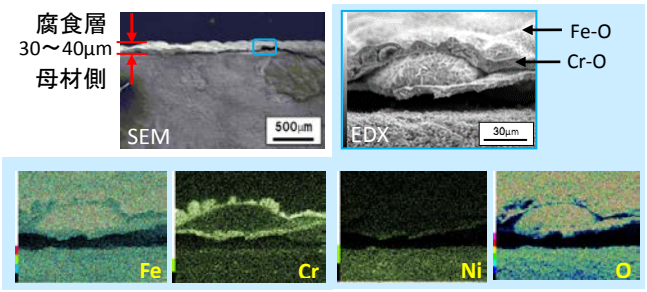


図 1　O_2/I_2 雰囲気における SUS316 の表面分析結果

O_2/I_2 雰囲気では、SUS316 の方が NCF600 よりも腐食速度が大きかった。図 1 に O_2/I_2 雰囲気における SUS316 の表面分析結果を示す。SEM 観察の結果より腐食層の厚さが 30～40μm であった。また、EDX 分析の結果より、表面部の腐食生成物が Fe-O の化合物に対し、表面部と母材の間は Cr-O の化合物であった。これは、ヨウ素と金属元素との反応が「Fe>Cr>Ni」であることが原因であり、O_2 雰囲気もしくは O_2/H_2O 雰囲気とは異なった腐食メカニズムであると考えられる。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業として実施した「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（特殊環境下で使用可能な監視システム高度化）」の成果である。

* Hiroko NAKANO, Hiroshi SHIBATA, Tomoaki TAKEUCHI, Yoshinori MATSUI and Kunihiko TSUCHIYA
Japan Atomic Energy Agency.

水素濃度モニターの開発
環境条件への適用性評価

Development of hydrogen monitor
Applicability evaluation of environmental conditions

*平林 勝，荒 邦章，日野 竜太郎
原子力機構

原子炉過酷事故時の格納容器等の水素濃度監視に、音響手法を利用した水素濃度モニターの開発を進めており、本報では、環境条件への適用性について評価した。

キーワード：水素濃度，モニター，音響手法，環境条件

1. 緒言

原子炉過酷事故時に適用できるサンプリング系を必要としないシンプルな水素濃度モニターの開発を進めている。提案したモニターは、音響手法を利用しており、前報[1]では手法の基本的な性能ならびに環境条件への影響について報告した。本報では、高温環境への適用性として、高温用センサーの設計・試作、性能評価について報告する。

2. 計測原理

水素の音速が窒素や空気に比べて 4 倍程度速いことを利用し、雰囲気中の音速を伝搬時間と伝搬距離より求めて水素濃度を導出している。

3. 高温環境への適用性

高温でかつ気体中に超音波を伝搬できるセンサーは存在しない。そこで、高速炉の計装技術で開発してきた高温用センサー技術を応用して、高温気体用センサーを設計・試作し、高温環境での適用性を評価した。

3-1. 試験方法

図 1 に試験体系を示す。電気炉に試作したセンサーを 300℃まで昇温し、計測した受信信号より水素濃度の計測を行った。使用したガスは、予め濃度を調整した水素と窒素の混合ガスである。

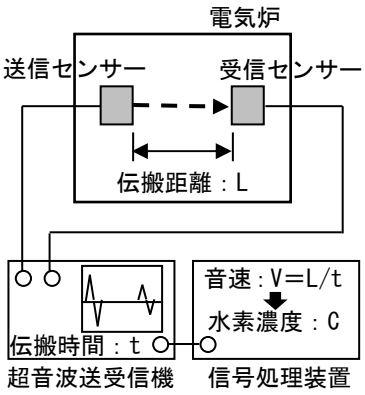


図 1　試験体系

3-2. 適用性

・受信信号は、信号処理を行う上で十分な S/N 比で計測できた。
・水素濃度の計測誤差は 1%以下であった（図 2）。

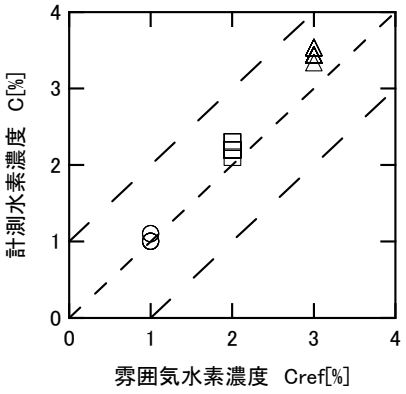


図 2　計測結果

4. 結言

音響手法を利用した水素濃度モニターの高温環境への適用性を評価した結果、適用可能性が示された。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業として実施した「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）」の成果である。

参考文献

[1] 平林等、「水素濃度モニターの開発」 原子力学会 2015 年春の年会 I33

*Masaru Hirabayashi, Kuniaki Ara and Ryutaro Hino
Japan Atomic Energy Agency

γ線環境下における水中無線伝送システム光学機器の評価

Evaluation of optical instruments of in-water wireless transmission system under gamma-ray condition

*大塚 紀彰[1]，武内 伴照[1]，土谷 邦彦[1]
柴垣 太郎[2]，駒野目 裕久[2]
[1]原子力機構，[2]池上通信機(株)

可視光による水中無線伝送システム開発の一環として、送信側として発光色の異なる 3 種の表面実装型 LED に対してγ線照射試験及び照射後試験を実施した。その結果、赤色光 LED が最も放射線の影響を受けにくく、γ線環境下における光無線通信において有利であることが明らかとなった。

キーワード：水中無線伝送，光通信，ガンマ線，全光束, LED

1. 緒言

原子力発電所における監視システム高度化の一環として、使用済燃料プール内の温度、水位等の情報を送受信可能とする LED を用いた光無線伝送システムの開発を行っている。これまでの研究開発で、①砲弾型 LED は隣接した LED の光が互いのレンズに入射・散乱し送受信に悪影響を及ぼすこと、②レンズ部の小さい表面実装型 LED(図 1 参照)ではその影響を大幅に軽減できることを明らかにしている[1]。

本研究では、使用環境で想定されるγ線環境下における耐性を調べるため、表面実装型 LED にγ線照射試験及び特性評価試験を実施した。

2. 試験方法

表面実装型 LED は発光波長が 465nm(青),522nm(緑)及び 635nm(赤) の発光波長をもつものを準備した。また、赤色光 LED を 20×20 に配した 2 次元マトリックス送信ユニットを試作した。

LED への照射試験は、線量率 10kGy/h のγ線を 1,10,100 及び 1000kGy の積算線量まで照射した。照射した LED は、図 2 に示す測定システム(分光器・積分球・定電流電源)にセットし、電流(1,3,5,10 及び 20mA)を印加・発光させることにより、全光束及び電流印加時の電圧を測定した。送信ユニットは、積算線量 120kGy までのγ線照射及び 2 次元パターンの送受信試験を行った。

3. 結果・考察

測定結果の一例として、図 3 に 20mA 印加時の測定結果を示す。図 3 の全光束比及び電圧比は、照射試料の測定値を未照射試料の測定値によって除すことで規格化した。各 LED の全光束はγ線照射により減少した。また、緑色光 LED 及び青色光 LED と比較して、赤色光 LED の全光束は低減率が最も小さいことが分かった。次に、電圧については、γ線照射前後の値がほぼ一定であったことから、LED 素子部に対するγ線の影響はないと考えられる。一方、照射前後において、LED レンズ部が無色透明から褐色に変色していた。このことから、全光束の低下は、γ線によるレンズの変色に伴う透過率の低下によって生じ、褐色のレンズ部に吸収されやすい発光波長をもつ青色光及び緑色光 LED の全光束がよりも低下したと考えられる。この結果から、LED レンズに対するγ線の影響及び赤色光 LED がγ線環境において最も高い強度の光を得られることが明らかになった。

次に、送信ユニットへのγ線照射及び送信試験の結果、LED が正常に動作し、受信側でのパターン認識も可能であることを確認した。今後は、目標値 1000kGy までのγ線照射を行い、耐放射線性を検証していく。

図 1 表面実装型 LED の外観写真

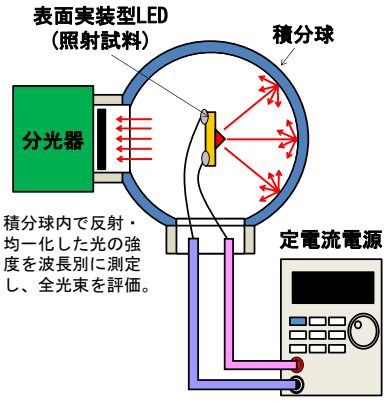


図 2 LED 特性測定系の概略図

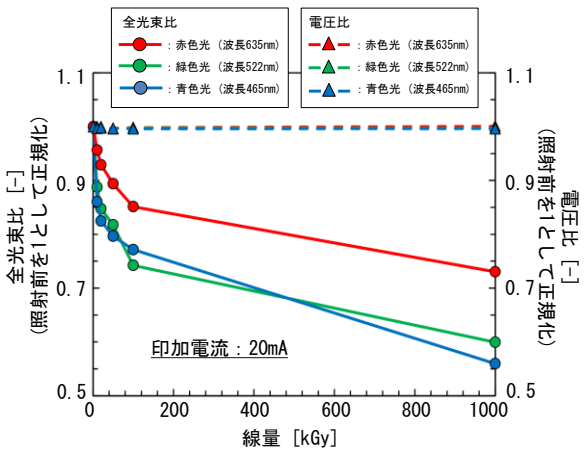


図 3 表面実装型 LED 全光束比及び電圧比とガンマ線量の関係

参考文献

[1] T. Takeuchi et al., Proc. 8th International Symp. on Material Testing Reactors (2015).

*Noriaki Otsuka[1], Tomoaki Takeuchi[1], Kunihiko Tsuchiya[1], Taro Shibagaki[2] and Hirohisa Komanome[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Ikegami Tsushinki Co., Ltd.

耐放射線性カメラ用撮像素子のガンマ線照射効果

Gamma Irradiation Effects of Image Sensor for Radiation-resistant Camera

武内 伴照[1]，大塚 紀彰[1]，*上柳 智裕[2]，渡辺 恭志[3]，駒野目 裕久[2]，上野 俊二[4]，土谷 邦彦[1]
[1]原子力機構，[2]池上通信機，[3]ブルックマンテクノロジ，[4]東京ニュークリア・サービス

耐放射線性カメラの開発の一環として、照射による画質劣化の主因と考えられる暗電流を抑制するため、構造の異なったカメラ用撮像素子を試作し、光電変換特性への影響を明らかにした。

キーワード：耐放射線性カメラ，γ線，撮像素子，トランジスタ，フォトゲート，フォトダイオード，界面準位，暗電流

1. 緒言

原子力発電所における監視システムの高度化の一環として、過酷事故が発生した際にも監視機能を失わない耐放射線性カメラの開発を行っている。既存カメラに対するγ線照射試験結果から、照射による画像劣化の主因は撮像素子内の暗電流増加であることが明らかとなった[1]。本研究では、暗電流を抑制するため、構造の異なるカメラ用撮像素子を試作し、γ線環境下における暗電流及び光電変換特性を調べた。

2. 実験

撮像素子のトランジスタ及び光電変換部について、3 トランジスタ型(3T 型)でフィールドプレートを有する素子(3TPD)、同型でフォトゲートを有する素子(3TPG)及び 4 トランジスタ型(4T 型)でフォトゲートを有する素子(4TPG)を試作した。図 1 に試作した撮像素子の外観例を示す。これらに対してγ線照射施設で 70kGy まで照射し、暗電流と光電変換感度を測定した。

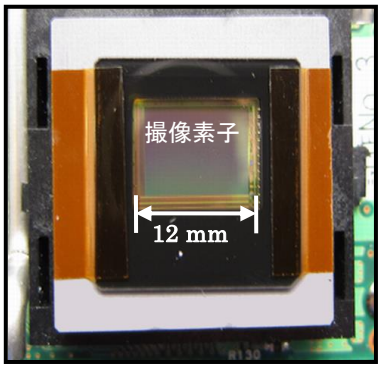


図 1. 試作した撮像素子の外観

3. 結果・考察

図 2 に暗電流及び光電変換感度の照射量依存性を示す。照射前は、4TPG の暗電流が 3TPD 及び 3TPG に比べて一桁小さかった。また、光電変換感度は 4TPG 及び 3TPG が 3TPD よりも 2 倍程度大きかった。一方、照射後は、4TPG の暗電流は急激に増加し、50kGy までに 3T 型を上回るとともに、50kGy 以上では飽和レベルに達した。暗電流の照射前に対する 50kGy 時の増加率で比較すると、4TPG は、3TPG 及び 3TPD よりもそれぞれ約 70 倍び 60 倍であった。光電変換感度は、4TPG は上述の暗電流の急増によって 50kGy 以上では光電変換感度がほとんど無くなったが、3T 型では 70kGy 照射後も感度をもち、3TPG のほうが 3TPD よりもわずかに高かった。

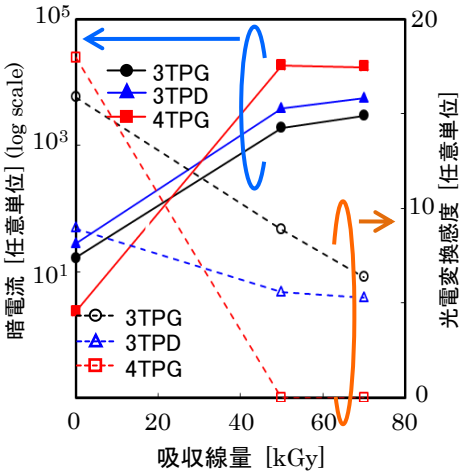


図 2. (a)暗電流と(b)光電変換感度の吸収線量依存性。

これらの結果、照射前はトランジスタ構造の多い 4T 型が有利であるものの、照射下では、トランジスタ構造の少ない 3T 型のほうが、照射による暗電流の発生個所が少ないことから有利であり、厚い酸化膜を持つフィールドプレート型よりも、酸化膜の薄いフォトゲート型のほうが、照射による界面準位増大を抑制でき、暗電流を軽減できることが分かった。その結果、最も耐放性の高い 3TPG では、70kGy 照射後も十分な性能が維持された。

なお、本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業として実施している「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（特殊環境下で使用可能な監視システム高度化）」の成果である。

参考文献

[1] T. Takeuchi et al., Proc. 6th International Symp. on Material Testing Reactors (2013).

Tomoaki Takeuchi[1], Noriaki Otsuka[1], *Tomohiro Kamiyanagi[2], Takashi Watanabe[3], Hirohisa Komanome[2], Shunji Ueno[4], Kunihiko Tsuchiya[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Brookman Technology, Inc., [3]Ikegami Tsushinki Co., Ltd., [4]Tokyo Nuclear Services Co., Ltd.

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-2. Remote Control, Robotics, Image Processing

[1M10-14] Remote technology 1

Chair: Tadashi Oi (Mitsubishi Electric)

Sat. Mar 26, 2016 3:35 PM - 4:55 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[1M10] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊Tatsuo Torii[1], Shinji kawatsuma[1], Hisayuki Kojima[1], Toshiyuki Kitami[1], Hiroyuki Daido[1], Hiroshi kawamura[1] （1.JAEA）

3:35 PM - 3:50 PM

[1M11] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊Yoshihiro Tsuchida[1], Mitsuru Isowa[1], Kenta Suzuki[1], Rintaro Ito[1], Koji Ichitsubo[1] （1.JAEA）

3:50 PM - 4:05 PM

[1M12] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊Kenta Suzuki[1], Mitsuru Isowa[1], Kuniaki Kawabata[1], Tatsuo Torii[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

4:05 PM - 4:20 PM

[1M13] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊Yuta Tanifuji[1], Shirasaki Norihito[1], Fumiaki Mori[1], Taichi Yamada[1], Yoshihiro Tsuchida[1], Kuniaki Kawabata[1], Tatsuo Torii[1], Shinji Kawatsuma[1] （1.Japan Atomic Energy Agency）

4:20 PM - 4:35 PM

[1M14] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊Kozue Shimada[1], Makoto Ooka[1], Yasunari Maekawa[1], Chiaki Tomizuka[1], Tomoyuki Murakami[2], Genichi Katagiri[2], Hiroshi Ozaki[2], Katsuhiro Aoyagi[3], Hiroshi Kawamura[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Fuji Electric Co. Ltd., 3.Fukushima National College of Technology）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

研究拠点機能向上のための遠隔技術開発
（1）楢葉遠隔技術開発センターの運用開始と遠隔技術開発

Remote Technology Development f, or improvement of Research Center capabilities
(1) Startup of Naraha Remote Technology Development Center and Remote Technologies Development

*鳥居建男[1]，川妻伸二[1]，小島久幸[1]，北見俊幸[1]，大道博行[1]，河村弘[1]
[1]日本原子力研究開発機構

Japan Atomic Energy Agency establishes and starts up partially Naraha Remote Technology Development Center, in order to accelerate the Remote Technology Development for the decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants and Emergency Response Robotics for Disaster.

キーワード：福島第一原子力発電所，廃止措置，災害対応ロボット，遠隔技術，楢葉

1. 緒言

東京電力(株)福島第一原子力発電所で廃炉作業を円滑に進めるためには、様々な遠隔技術が不可欠となる。原子力機構は福島県楢葉町に楢葉遠隔技術センターを設置し、昨年 9 月に一部運用を開始するとともに、廃炉作業に必要な遠隔技術と災害対応ロボットの研究開発に着手した。

2. 楢葉遠隔技術開発センターの試験設備

2-1. 実規模実証試験設備

福島第一原子力発電所の格納容器下部等の実規模模擬体による実証試験を行うエリアを整備した。

2-2. 遠隔技術要素試験設備

遠隔操作機器・装置の実証試験を行うため、角度・幅・蹴上がり高さ、板材を変更できるモックアップ階段、4.5mφ×5mH モックアップ水槽、10m×10m×2mH モーションキャプチャーを整備した。

2-3. 作業員訓練設備

遠隔技術開発に加え、現場作業員の訓練及び作業手順等の事前確認のため、東京電力(株)等の協力を得て、原子炉建屋内の環境を模擬できる 3D バーチャルリアルティ（VR）システムを整備した。

3. 楢葉遠隔技術開発センターにおける遠隔技術開発

表 1 に示すような遠隔技術の開発に着手した。

4. 結論

福島第一原子力発電所の円滑な廃炉に向けてモックアップ設備を整備するとともに、同設備を利用した遠隔技術の研究開発を行っていく。

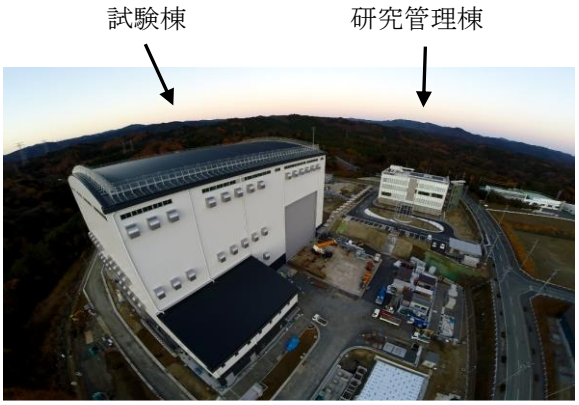


図 1　楢葉遠隔技術開発センター全景

表 1　遠隔技術開発項目

作業者訓練用バーチャルリアリティシステム
原子力災害対応ロボットシミュレータ
原子力災害対応ロボット標準試験法
光硬化型樹脂止水技術
細径・自己出力型臨界管理センサー
超小型ポータブルコンプトンカメラ
レーザー診断技術開発

Shinji Kawatsuma[1], *Tatsuo Torii[1], Hisayuki Kojima[1], Toshiyuki Kitami[1], Hiroyuki Daido[1], Hiroshi Kawamura[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

研究拠点機能向上のための遠隔技術開発
（2）作業者訓練用バーチャルリアリティシステムの導入

Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base
(2) Installation of Virtual Reality System for Operator Training

*土田　佳裕[1]，磯和　充[1]，鈴木　健太[1]，伊藤　倫太郎[1]，市坪　浩二[1]
[1]日本原子力研究開発機構

東京電力福島第一原子力発電所（以下、1F）の廃止措置を安全かつ確実に実施するには、各作業において事前に現場状況を把握することが重要である。この点に着目して開発した 1F 廃止措置作業に係る作業者訓練用バーチャルリアリティ（以下、VR）システムについて発表する。
キーワード：バーチャルリアリティ、作業者訓練

1. 緒言

1F の廃止措置に係る現場作業を安全かつ確実に実施するためには、施設や設備の空間構造及び現場の線量分布等の現場状況を事前に十分把握した上で作業計画を立案し、事前訓練することが必要不可欠である。しかしながら、1F 作業現場は、高線量率環境下で人が容易に立ち入れず、滞在できる時間にも制限がある。このため、現地調査や作業手順を現場で確認することは困難である。そこで、作業計画の検討･立案や作業員への事前教育・訓練を行うため、東京電力から事故後の 2 号機の 1 階の情報及び東芝から地下 1 階の設計情報を各々提供していただき、作業者訓練用 VR システムを整備した。

2. システム仕様及び機能

本システムは、主に 3D モデルデータを映像化するクラスタ計算機、利用者の視点･視線方向を計測する装置、映像表示をおこなうプロジェクタ及びスクリーン等で構成している。スクリーンは CAVE 型の 4 面構成で、大型構造物の実寸大表示や天井方向の見上げに対応でき、高い没入感を得られるよう、高さ･幅 3.6m、奥行き 2.25m としている。

図 1 作業者訓練用バーチャルリアリティシステム
図の中央付近が VR 表示用 4 面スクリーン

本システムが現在備えている機能は、1F 施設の設備・構造物を実寸大かつ立体的に表示するだけでなく、線量分布も合わせて表示可能であり、これらを表示した仮想空間内を自由に移動することが可能である。また、移動経路や滞在時間に応じて、積算線量を計算する機能も装備している。さらに暗い環境下で照明を設置する機能やハンドライト・ヘッドライトの模擬機能を装備しているほか、取り込んだ資材・機材等の 3D モデルデータを自由に配置し干渉確認する機能、仮想空間内で 2 点間の距離を測定する機能等も装備している。

3. まとめ

本システムを活用することにより、現実感のある 1F 現場環境を体験することが可能であり、各機能を活用することで、安全な作業経路の設定、現場への資機材の搬入方法や配置方法の検討、作業訓練等を繰り返し実施することができる。その結果、現場作業を安全かつ確実に実施するために役立つとともに、各作業の効率化にも寄与できるものと考える。また、実証実験や現場作業で明らかとなった課題や知見等を本システムにフィードバック・蓄積していくことで、長期にわたる廃止措置の効率化にも貢献できるものと考える。今後の課題としては、刻々と変化する現場状況の本システムへの反映等が挙げられる。本会では、システムの仕様や機能のほか、活用方法や今後の課題等についてより詳細に発表する。

*Yoshihiro Tsuchida[1], Mitsuru Isowa[1], Kenta Suzuki[1], Rintaro Ito[1] and Koji Ichitsubo[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

研究拠点機能向上のための遠隔技術開発
(3)原子力災害対応ロボットシミュレータの開発

Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base
(3)Development of Robot Simulator for Nuclear Emergency Response

*鈴木　健太[1]，磯和　充[1]，川端　邦明[1]，鳥居　建男[1]
[1]日本原子力研究開発機構

抄録
日本原子力研究開発機構では，楢葉遠隔技術開発センターに原子力災害対応ロボットシミュレータを開発・整備している．本シミュレータは，ロボットモデルを用いた動作確認によるロボット開発の効率化や原子力災害現場における遠隔作業の事前訓練によるロボット操縦技能の習熟度向上に貢献することを目的としている．本稿では，ロボットシミュレータの基本システム構成と開発した拡張機能について述べる．
キーワード：ロボットシミュレータ，遠隔操作ロボット，作業訓練

１．はじめに

原子力災害対応ロボットを用いた遠隔作業では，高度なロボット操縦技能が必要となるため，効率的な訓練を実施する環境が必要である．また，早急な対応が求められる原子力災害の現場において，災害に対応するロボット開発の効率化も重要である．そこで我々は，東京電力㈱福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置のための効率的なロボット開発や遠隔作業の事前訓練等に資するロボットシミュレータを開発し，楢葉遠隔技術開発センターに整備している．

本講演は，原子力災害対応ロボットシミュレータの基本システム構成と実装した拡張機能について報告する．本ロボットシミュレータの活用し，実際の 1F でのロボットによる遠隔作業の事前訓練を繰り返すことで，ロボット操縦者のロボット操縦技能の習熟が見込まれる．また，この訓練過程を通じて，作業遂行に関する問題点・注意点等の抽出・改善することで，安全かつ効率的に廃炉に向けた作業の遂行にも貢献できる．

２．基本システム構成

本ロボットシミュレータは，国立研究開発法人産業技術総合研究所（AIST）が開発したロボット用統合 GUI ソフトウェア「Choreonoid」[1]を基に構成している．Choreonoid は，任意のロボットモデル，環境データ等を取り込めることや，機能の拡張性に優れている．我々は，1F でのロボットによる作業を模擬するため，1F の環境データを整備するとともに，次の拡張機能を開発した．

３．1F 廃炉作業を想定した拡張機能

我々は，1F でのロボットによる遠隔作業に優先して必要となる，以下３つの拡張機能（図１）を開発した．

① **通信遅延模擬機能**
遠隔作業時に発生が想定される通信障害（帯域制限，通信遅延，パケットロス，ジッター）を模擬する機能．通信制御用計算機をロボットシミュレータとロボット操作卓の間に接続して利用する．

② **水中でのロボット動作模擬機能**
水中環境下での作業を模擬する機能．内部が水で満たされた空間を含む領域で利用する．

③ **視界が悪い状態を模擬できるカメラ模擬機能**
遠隔作業時に想定されるノイズや付着物等によるカメラ映像の障害を模擬する機能．

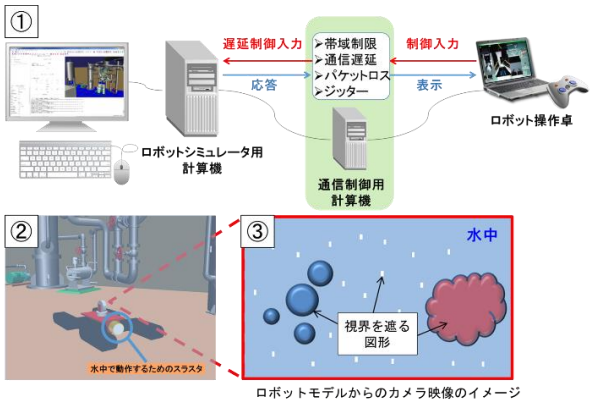


図１　1F 廃炉作業を想定した拡張機能

４．まとめ

本稿では，本ロボットシミュレータの基本システム構成と開発した拡張機能について報告を行った．ロボットシミュレータを活用し，ロボットモデルによる動作確認を行うことによって，原子力災害対応ロボットのみならず，多様なロボット開発の効率化に供することが期待される．また，遠隔作業の事前訓練を繰り返すことで，ロボット操縦者のロボット操縦技能の習熟が見込まれる．

今後の展望として，拡張機能や環境データを用いてロボット操縦者の作業訓練を実施するとともに，環境要因や阻害要因が作業に対してどのような影響を与えるか分析を行う．

参考文献

[1] 中岡 慎一郎，Choreonoid ホームページ　http://choreonoid.org/ja/　（2015.12.25）

*Kenta Suzuki[1], Mitsuru Isowa[1], Kuniaki Kawabata[1] and Tatsuo Torii[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency.

研究拠点機能向上のための遠隔技術開発
(4) 原子力災害対応ロボットの標準試験法の導入に向けて

Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base
(4) Towards development of Standard Test Method for nuclear disaster response robots

*谷藤　祐太[1], 白崎　令人[1], 毛利　文昭[1], 山田　大地[1], 土田　佳裕[1],
川端　邦明[1], 鳥居　建男[1], 川妻　伸二[1]
[1]日本原子力研究開発機構

抄録
日本原子力研究開発機構では、原子力災害対応ロボットの標準試験法 (Standard Test Method : STM) の開発を進めている。STM ではロボットの性能やオペレータの習熟度を評価する「ものさし」を設計・開発する必要がある。本稿では、我々が現在取り組んでいる原子力災害対応ロボット用の STM に関する開発状況について述べる。
キーワード：標準試験法, ロボット

1. はじめに

災害対応ロボット用の標準試験法は米国国立標準技術研究所を中心として開発が行われており、その目的としてはロボット調達の際の選択基準の提供や操作者の訓練への活用等である。これまでに原子力施設における事故対応で用いられるロボットに関する試験の標準化実績はほとんどない。本講演では、原子力災害対応ロボット用 STM に係る評価項目選定のため、我々が現在進めている福島第一原子力発電所内の作業映像からの陸上走行ロボットの動作解析や、作業に必要とされる要素技術の抽出について報告する。また、地上走行が困難な屋内環境での小型無人飛行機材の試験法として、検討している内容についても併せて報告する。

2. 原子力災害対応の標準試験法設計のための基礎的検討

東京電力(株)のホームページ上で比較的情報量が多い Quince について、公開されている映像から表 1 のように動作項目を選定し、その重要度が総作業時間の大小に関係すると考えて映像解析を行った。その結果、走行・段差走行・サブクローラ角度調整・停止の動作項目が占める割合が大きいことが分かった。今後、作業効率を低下させる環境要因の分析を行い、原子力施設特有の要因に対するロボットの性能を定量的に評価するための標準試験法を設計する。

一方、小型無人飛行機材の STM 設計に繋がる基礎的な実験としてドアスペースの通過などの狭隘空間を模擬するため、ポールを立ててその間を飛行させる等の試験立案を行っている。(写真 1)

表１　ロボット動作の解析結果

	動作項目		時間(M:S)		割合(%)		累計(%)	
①	走行	平地	26:01	37:42	29	42	29	42
		水溜り	06:27		7		36	
		障害物(瓦礫・シート)	05:14		6		42	
②	停止(撮影・確認等)		10:48		12		54	
③	段差	階段昇降	04:32	09:52	5	11	59	65
		段差昇降	05:20		6		65	
④	サブクローラ角度調整		09:48		10		75	
⑤	カメラ調整等		06:39		7		82	
⑥	映像信号LOST		05:44		6		88	
⑦	旋回		04:14		5		93	
⑧	狭隘部走行		03:10		4		97	
⑨	踊り場旋回		02:26		3		100	

作業の中で主要な動作と思われる項目

写真１　小型無人飛行機材を用いた狭隘空間での飛行

3. まとめ

本稿では、原子力災害対応ロボットの STM で評価する項目を選定するため、現場に投入されたロボット動作の映像解析を行い、利用頻度の高い動作項目の抽出結果について報告した。また、現在開発中の小型無人飛行機材用 STM の検討状況を紹介した。今後は、今回得られた分析結果や飛行実験結果をもとに原子力災害対応ロボット用 STM の具体的な設計を進めていく。

*Yuta Tanifuji[1], Norihito Shirasaki[1], Fumiaki, Mori[1], Taichi Yamada[1], Yoshihiro Tsuchida[1], Kuniaki Kawabata[1], Tatsuo Torii[1], Shinji Kawatsuma[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

研究拠点機能向上のための遠隔技術開発
(5) 光硬化型樹脂の止水への適用性検討

Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base
(5) Applicability Examination for Leakage Sealing Using the Photo-curable Resin

*島田 梢[1], 大岡 誠[1], 前川 康之[1], 富塚 千昭[1],
村上 知行[2], 片桐 源一[2], 尾崎 博[2], 青柳 克弘[3], 河村 弘[1]
[1]原子力機構, [2]富士電機, [3]福島高専

東京電力㈱福島第一原子力発電所の格納容器下部の止水等に資するため、水中に溶かした光硬化型樹脂について基本的な性質、性状を調査して、止水への適用性を検討した。

キーワード：止水、光硬化型樹脂、紫外線

1. 緒言

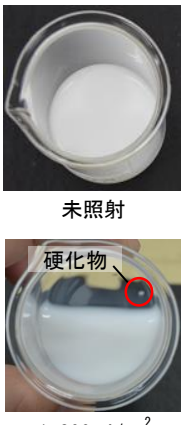
プラント設備等の配管は、劣化や腐食、災害事故等により配管に亀裂が生じ、配管内を流れている液体が漏えいする。本研究グループでは、光硬化型樹脂を用いて遠隔で止水する方法を検討している。光硬化型樹脂は高速に硬化することから種々の材料表面のコーティング、改質等様々な分野で実用化されている。しかしながら、止水への適用例はない。そのため、水中に溶かした光硬化型樹脂の特性評価の一環として、硬化特性に及ぼす固形成分濃度と硬化開始紫外線量との関係について調査した。

2. 実験

3 種類（A1、B1、C1）の光硬化型樹脂を用いて試験を行った。試験①：水と光硬化型樹脂を混ぜ、水への分散性を調査した。試験②：試験①で良好な水への分散性を示した光硬化型樹脂をガラス板に薄く塗付し、高圧水銀灯（300 W）からの紫外線（120 mW/cm²）を照射し、硬化の仕方を観察した。試験③：ビーカに入れた樹脂溶液に紫外線（120 mW/cm²）を照射して固形分の生成状態を調査した。試験④：遮光容器底部に直径 0.8 mm の模擬亀裂を作り、樹脂溶液を亀裂から滴下させ、亀裂箇所に紫外線（25 mW/cm²）を照射し、流出部が閉塞していく様子を観察した。

3. 結果と考察

試験①：試料 A1、B1 は水に均一に分散したが、試料 C1 は水と分離して沈降した。試験②：試料 A1、B1 の原液はそれぞれ累積紫外線照射量 240 mJ/cm²、600 mJ/cm² で硬化が開始した。また、混合割合 1wt%では、試料 A1 は 1,200 mJ/cm² で硬化が開始するのに対し、試料 B1 では硬化しなかった。試験③:混合割合 1wt%及び 10wt%の試料 A1 は 1,200 mJ/cm² で固形分が硬化析出し始めた（図-1）。一方、試料 B1 では、混合割合 10wt%の場合のみ 1,200 mJ/cm² で固形分が硬化析出し始めた。試験②、③より A1 の方が B1 よりも早く硬化することが確認できた。試験④：混合割合 10wt%の試料 A1 は、45,000 mJ/cm² で亀裂箇所を閉塞して漏えいが停止した。漏えいが生じている亀裂周辺で光硬化型樹脂が硬化し始め、更に樹脂が硬化、堆積することで徐々に亀裂を閉塞し、止水に至るものと考える。



未照射
1,200mJ/cm² 照射後
図-1 試験③の結果例
（試料 A1，混合割合 10wt%）

4. 結言

水分散系光硬化型樹脂が溶液環境下で紫外線照射によって硬化し、また、模擬亀裂から滴下する樹脂溶液が紫外線により硬化することを確認した。このことから光硬化型樹脂が止水に適用できる可能性が示された。

*Kozue Shimada[1], Makoto Ooka[1], Yasunari Maekawa[1], Chiaki Tomizuka[1], Tomoyuki Murakami[2], Genichi Katagiri[2], Hiroshi Ozaki[2], Katsuhiro Aoyagi[3], Hiroshi Kawamura[1]

[1] Japan Atomic Energy Agency, [2]Fuji Electric Co.Ltd., [3]Fukushima National College of Technology

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-2. Remote Control, Robotics, Image Processing

[1M15-19] Remote Technology 2

Chair: Koji Oga (Hitachi GE)

Sat. Mar 26, 2016 4:55 PM - 6:15 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[1M15] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊hiroshi usami[1], Makoto Ooka[1], Tatsuya Onizawa[2], Kuniaki Miura[2], Hiroshi Kawamura[1]
（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.SUKEGAWA ELECTRIC CO.,LTD）

4:55 PM - 5:10 PM

[1M16] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊Yuki Sato[1], Aya Kishimoto[2], Masaaki Kaburagi[1], Jun Kataoka[2], Tatsuo Torii[1]（1.JAEA, 2.Waseda University）

5:10 PM - 5:25 PM

[1M17] Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

＊Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[1], Hiroshi Kawamura[1], Yoshinori Shimada[2]（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Institute for Laser Technology）

5:25 PM - 5:40 PM

[1M18] Development of Human Resources for FUKUSHIMA Revitalization at the NARAHA Remote Technology Development Center

＊AKIHIKO NISHIMURA[1], TOSHIHIDE HANARI[1], MASAKI NAKAMURA[1], YUKIHIRO MATSINAGA[1], TAKUYA SHIMOMURA[1], HIROYUKI DAIDO[1], KOJI NAKAI[1], TAICHI YAMADA[1], KENJI IZAKI[1], SHINJI KAWATSUMA[1]（1.JAEA）

5:40 PM - 5:55 PM

[1M19] Improving Robustness of Muon Scattering Method Based on EM Algorithm

＊Junji Otsuka[1], Takuma Yamamoto[1], Nao Mishima[1], Tsukasa Sugita[1], Haruo Miyadera[1]
（1.Toshiba）

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

研究拠点機能向上のための遠隔技術開発
（6）細径・自己出力型臨界監視センサーの開発

Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

(6) Development of Small-Diameter Self-Powered Critical Monitoring Sensor

*宇佐美博士[1]，大岡誠[1]，鬼澤達也[2]，三浦邦明[2]，河村弘[1]

[1]原子力機構，[2]助川電気工業

東京電力(株)福島第一原子力発電所(以下、1F と称す)の廃止措置に係る大熊分析・研究施設のための計測機器開発等の一環として、γ線・中性子の計測が可能な自己出力型臨界監視センサーを開発し、その性能試験を実施した。

キーワード：自己出力型検出器(self-powered detector)，臨界(criticality)，照射(irradiation)

1. 緒言

現在、1F の廃止作業を進めるに当たり、種々のホットエリアで環境雰囲気のγ線量と中性子線量の同時計測は不可欠であり、特に核燃料デブリの取出し・処理過程においては、臨界事故の可能性も考慮する必要がある。このような状況を踏まえ、本研究グループでは、①単一でγ線と中性子線の計測が可能、②自己出力型でありセンサー本体の電源が不要、③非常にコンパクト（センサー部分; L165mm,φ4mm）といった特長を有する細径・自己出力型臨界監視センサーの成立性を確認するため、その性能試験を実施した。

2. 実験計画と現在までの進捗

本センサーの性能評価のための試験としては、Co-60 線源によるγ線照射試験と材料試験炉による中性子照射試験を予定している。図 1 に本研究で開発した「自己出力型臨界監視センサー」の模式図を示す。本センサーには、材質の異なる 2 種類のエミッタ材（γ線検出用エミッタ(W)と（中性子+γ線）検出用エミッタ(Pt-Rh)）が組み込まれており、γ線の強度はそのままγ線検出用エミッタの出力値、中性子の強度はそれらの引き算（(γ線出力+中性子出力)－(γ線出力)）によって算出される。つまり、理論的には、中性子が存在しない（γ線照射）場であれば、中性子による出力値は 0 となる。しかしながら、双方のエミッタは材質や体積等が異なるため、単純に得られた生データの引き算を実行しても、その差し引きの出力は 0 にはならない。本研究では上記のセンサーのγ線に対する基礎的特性を得るため、まずセンサーに対しγ線のみの照射試験を実施した。今後、γ線照射によって得られた知見をもとに中性子照射試験を実施する予定である。

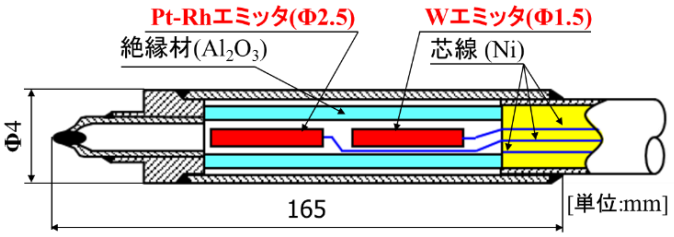


図 1. 細径・自己出力型臨界監視センサー模式図

3. 実験方法、まとめ

γ線照射試験は、原子力機構高崎量子応用研究所の Co-60 線源γ線照射施設コバルト棟にて実施した。照射により生じるセンサー出力の測定は微少電流計(ケースレー製ピコアンメータ 6485)を使用して行った。また、センサーに照射されるγ線量率は、アラニン線量計(日立電線社製アミノグレイ)によって評価し、センサーへの吸収線量の制御は Co-60 線源からセンサーの距離を変化させることにより調整を行った。

照射条件は、センサーのγ線補正係数を算出するのに加え、センサー出力の線量率依存性を明らかにすることを目的とし、照射温度20℃、線量率 300 Gy/h、1 kGy/h、3 kGy/h 及び 10 kGy/h の 4 条件で照射を行った。

講演では、γ線照射で得られたセンサーの出力特性と、今後の中性子照射試験の展望について報告する。

*Hiroshi Usami[1], Makoto Ooka[1], Tatsuya Onizawa[2], Kuniaki Miura[2], Hiroshi Kawamura[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]SUKEGAWA ELECTRIC CO.LTD

研究拠点機能向上のための遠隔技術開発
（7）放射線環境における超小型ポータブルコンプトンカメラの要素技術開発

Remote Technology Development for Function Advancement of Research Base

(7) Feasibility study of a portable Compton camera for visualizing radioactive substances

*佐藤 優樹[1]，岸本 彩[2]，冠城 雅晃[1]，片岡 淳[2]，鳥居 建男[1]

[1] 日本原子力研究開発機構，[2] 早稲田大学

東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置で生じる放射性廃棄物を取り扱う施設において、ガンマ線イメージャの開発は廃棄物に付着した放射性物質の分布を可視化するうえで重要な課題となっている。本講演では、試作したコンプトンカメラの動作試験の結果に加えて、今後の開発の展望について紹介する。

キーワード：コンプトンカメラ、放射線可視化技術

1. 緒言　本研究では、放射線作業環境において作業員がメガネ感覚で装着可能なポータブルコンプトンカメラの実現に向けて、小型のコンプトンカメラを試作してその特性評価を進めている。あわせて、災害対応用遠隔機器に搭載するといった用途も視野に入れている。

2. 実験及び結果　図 1 に試作したコンプトンカメラの模式図を示す。入射ガンマ線が散乱体でコンプトン散乱を起こし、吸収体で光電吸収された事象について、付与エネルギーと反応位置からガンマ線の飛来方向を推定する。従来のカメラは 1 辺が数十 cm 程度の直方体で重量数十 kg のものが多数であるが、本研究ではセンサーサイズを 13 mm×13 mm×25 mm 程度に小型化し、カメラ全体の小型・軽量化を狙う。今回の実験では、Si 半導体をベースとしたマルチピクセル光子計測デバイス（MPPC[1]）と、ガンマ線に対して高い検出効率を有する Ce:GAGG シンチレータアレイ[2]を組み合わせて小型コンプトンカメラを試作し、^{137}Cs 放射線源の 2 次元イメージング画像の取得を試みた。図 2 は、散乱体前面から 110.5 mm 離してカメラの中心軸延長線上に ^{137}Cs 点線源を配置し、2 次元イメージング画像を取得したものである。角度分布マップ上の原点付近にガンマ線強度の高い点が認識されており、単純な点線源の判別がなされている。

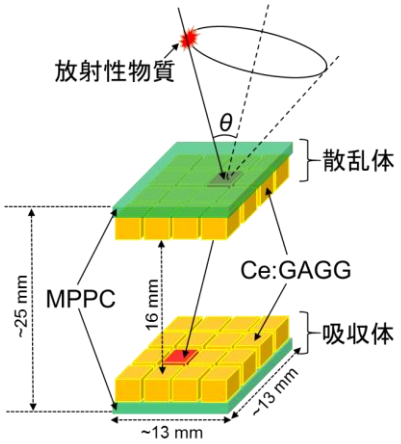


図 1. 試作したコンプトンカメラの模式図。16 ch.の MPPC 受光素子（受光面積：3 mm×3 mm/ch.）と、同じく 16 ch.の Ce:GAGG シンチレータアレイ（結晶サイズ：3 mm×3 mm×3 mm）で構成される。

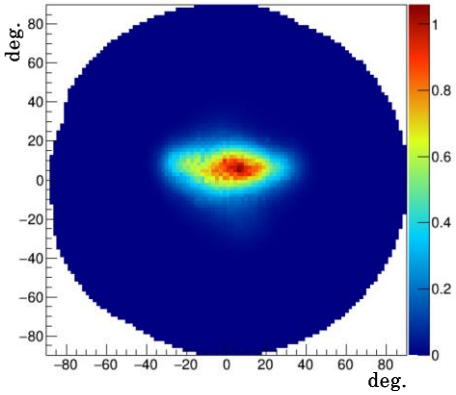


図 2. 試作したコンプトンカメラを用いて取得した ^{137} Cs 点線源の 2 次元イメージング画像。

3. 結論　MPPC と Ce:GAGG シンチレータアレイを組み合わせて小型コンプトンカメラを試作し、これを用いて ^{137}Cs 点線源の 2 次元イメージング画像を取得できることを示した。今後、角度分解能や耐放射線性能などの基礎的な性能を評価するための実験を行う。

参考文献

[1] 浜松ホトニクス株式会社“光半導体素子ハンドブック”第 3 章 Si、APD、MPPC（2013）.

[2] 古河電子株式会社“http://www.furukawa-denshi.co.jp/cgi-bin/pdfdata/20140428162950.pdf”.

*Yuki Sato[1], Aya Kishimoto[2], Masaaki Kaburagi[1], Jun Kataoka[2] and Tatsuo Torii[1]

[1]JAEA, [2]Waseda Univ.

研究拠点機能向上のための遠隔技術開発
（８）放射化コンクリートの特性評価に向けたレーザー診断技術開発

Remote technology development for function advancement of research base

(8) Laser diagnostics technology development for characterization of radioactivated concrete

*山田 知典[1]，大道 博行[1]，河村 弘[1]，島田 義則[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]レーザー技術総合研究所研究所

熱影響を受けた放射化試料の機械特性等を評価することを目的として、レーザー診断技術の開発を行っている。本報告では、熱処理を行ったコンクリートを用いて診断試験を行い、その結果について報告する。

キーワード：レーザー、超音波、熱影響

1. 緒言

日本原子力研究開発機構では、東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃止措置の推進のため、高放射線量率下での作業を想定した種々の遠隔技術開発を行っている。レーザー診断はこの遠隔技術の一つであり、ホットセル内で熱影響を受けた放射化試料の機械特性等の評価を目的として開発している。本報告では、熱影響の有無による診断結果への影響を評価するため、予備試験を実施した。

2. 実験

供試材は、圧縮強度 35 N/mm^2（材齢 29 日）、寸法 ϕ 100×200mm のコンクリートであり、ホットプレートを用いて端面より加熱を行った。加熱時の熱履歴は、熱伝対及び赤外線サーモグラフィを用いて計測し（図 1）、室温まで空冷させた後、診断試験を行った。図 2 に診断試験の様子を示す。診断試験では、Nd:YAG レーザーを用いて対象物に超音波を発生させ、対象物を伝播し、内部の情報を収集した超音波信号をトランスデューサーにより取得した。

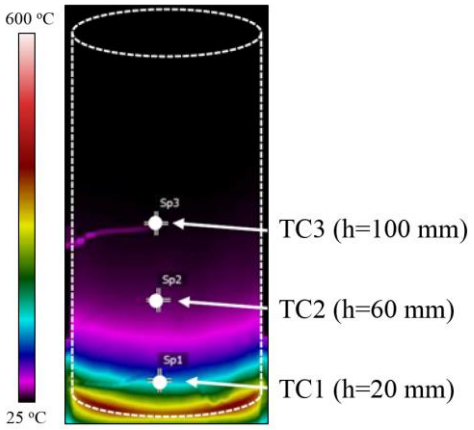


図 1 熱処理時の供試材の温度分布

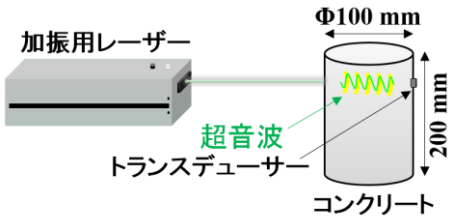


図 2 レーザー診断試験の様子

3. 結果・考察

コンクリートは、高温にさらされることでその性質が大きく変化する。100℃程度までは大きな変化は無いが、それ以上の温度に加熱された場合、セメント硬化体は水和生成物の脱水により収縮し、骨材は膨張する。図 1 に示すように加熱面近傍では、収縮や膨張が生じる温度以上に加熱されていることが確認できる。各場所での超音波速度を比較すると、高温に加熱された場所ほど、超音波速度が低下することから、温度変化に伴う機械特性の変化によると推測される。

4. 結言

熱処理有無で超音波の伝播速度を比較する評価を行い、熱処理有では、超音波速度が遅くなることが確認され、本評価手法により熱影響による機械特性変化等を評価できる可能性が示唆された。

*Tomonori Yamada[1], Hiroyuki Daido[1], Hiroshi Kawamura[1] and Yoshinori Shimada[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Institute for Laser Technology

福島の復興に向けた楢葉遠隔技術開発センターにおける人材育成の試み
レーザー技術およびロボット技術の夏期実習

Development of Human Resources for FUKUSHIMA Revitalization
at the NARAHA Remote Technology Development Center
Laser Technology and Robot Technology in Summer Education Program

*西村昭彦，羽成敏秀、中村将輝、松永幸大、下村拓也、大道博行
中井宏二、山田大地、井﨑賢二、川妻伸二
日本原子力研究開発機構

平成 27 年度の原子力機構での夏期休暇実習生制度の実施内容の内、遠隔技術として深く関連する要素技術としてロボット技術及びレーザー応用技術について実施報告を行う。

キーワード：楢葉、遠隔技術、教育、ロボット、レーザー

1. 緒言　東京電力福島第 1 原子力発電所の廃止措置には 30-40 年かかることから、長期的な人材育成が課題である。原子力機構では福島県楢葉町に楢葉遠隔技術開発センターを建設し運用開始した。福島研究開発部門はこれまでも宮城県から長崎県にわたる大学や高専から夏期休暇実習生を受け入れている[1]。

2. 目的と実施内容　廃止措置技術の中核となる遠隔技術開発では、ロボット、放射線計測、レーザー応用等の幅広い先端技術に取り組める人材を養成することを目的とする。これまでの受入れの経験を踏まえ、次年度より本格的に人材育成の試みを実施してゆく。高線量下で長時間活動できるロボットは、素材レベルでの選定も必要となる。電子部品で使用する半導体、絶縁材、駆動部分の潤滑油など、耐放射線性への配慮が不可欠である。ロボットと融合させるセンサーやレーザーについても耐放射線対策が必要である。また、給電の問題は極めて重要である。軽量高性能のバッテリーは、瓦礫が散乱する狭隘な空間での活動に不可欠である。

ロボットについては、原子炉構造に合わせた特殊形状のロボット開発が福島原子力発電所の現場で進められている。これまで、原子力機構でも遠隔操作可能なロボットを開発した。これは、移動のためのクローラと作業のためのアームを備えている。この基本機能とその操作に習熟する学習内容とした。また、高出力レーザーの適用はロボットへのセンサー搭載に続く先のことになる。光の波動性に関する基礎実験を行い（図 1 参照）、続いて、パルスレーザー照射とトレーサー粒子の活用で、建屋内部の大気の循環や汚染水の流れを可視化できることを実演した。さらにレーザー切断が可能となれば、加熱による溶融と高速ガスによる溶融部分の除去により切断が進むことを模擬実験により学習した。

図 1　各種の光源からの光の分光

3. 結論　**H28 年度は楢葉地区での活動に傾注する。このため、大学・高専側の教育内容と受け入れ側である原子力機構の実施内容の刷りあわせが重要である。原子力機構側は基礎基盤的取り組みを重視する一方で、大学・高専側は廃炉措置への活用を意識することが重要である。**

参考文献

[1] 日本原子力研究開発機構　学生インターン https://www.jaea.go.jp/saiyou/internship/

Akihiko Nishimura, Toshihide Hanari, Masaki Nakamura, Yukihiro Matsunaga, Takuya Shimomura, Hiroyuki Daido,
Koji Nakai, Taichi Yamada, Kenji Izaki. Shinji Kawatsuma,' .Japan Atomic Energy Agency

EM アルゴリズムに基づくミュオン散乱法のロバスト性改善

Improving Robustness of Muon Scattering Method Based on EM Algorithm

*大塚 純二，山本 琢磨，三島 直，杉田 宰，宮寺 晴夫

株式会社東芝

観測したミュオンの散乱角から物体を透視する散乱法は、観測数の不足に頑健でない。そこで、観測数の不足に対して精度低下が少ない EM アルゴリズムに基づく新たな散乱法を提案する。

キーワード：ミュオントモグラフィ、散乱法、EM アルゴリズム

1. 緒言

散乱法は物質固有のミュオンの散乱角の分散を推定して、ミュオンが透過した物体の種類と位置を特定する技術である。ウラン等の重い物質で分散が大きいため、核物質の検知に利用される。代表的な従来法に、散乱位置を 1 点と仮定して分散を推定する最近点法[1]と、複数の散乱位置と分散を EM アルゴリズムで交互推定する ML-EM 法[2]がある。ML-EM 法は最近点法より高精度な推定ができるが、散乱位置も推定するため観測数の不足に対する精度低下が大きい。そこで、観測数を増やすことと同様の効果が期待できる事前分布を最近点法とロバスト推定を用いて求め、ML-EM 法に導入することでロバスト性を改善する。

2. 提案法

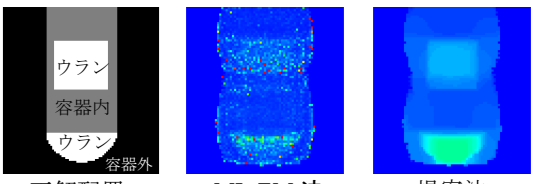
ML-EM 法では平均$\mu = 0$の正規分布Nで表した角度分布の分散$\boldsymbol{v}$を最尤推定する。一方、提案法では正規分布Nと自然共役な逆ガンマ分布Γ^{-1}を分散の事前分布として導入してベイズ推定する。事前分布は最近点法における散乱角の 2 乗平均による分散推定を、標準偏差のロバスト統計量である平均絶対偏差（MAD）に換えて推定した分散を用いて定義する。分散$\boldsymbol{v}$のベイズ推定は、次のコスト関数の最小化によって行う。

$$f(\boldsymbol{v}) = -\log \prod_i \prod_j \mathrm{N}(\theta_{ij}|\mu = 0, v_j)\Gamma^{-1}\left(v_j \middle| a_j = \alpha M_j, b_j = \frac{\pi}{2}\mathrm{MAD}_j^2 \times (a_j + 1)\right) + \beta\|\nabla \boldsymbol{v}\|_1^1 \quad (1)$$

θ_{ij}はミュオンiの点jでの散乱角、βは平滑化項$\|\nabla \boldsymbol{v}\|_1^1$の影響力を決める定数である。$\Gamma^{-1}$の形状母数$a_j$と尺度母数$b_j$は、点jのミュオン通過数$M_j$と最近点法に基づいて求めた$\mathrm{MAD}_j$、事前分布の影響力を決める定数$\alpha$で決定する。事前分布の導入は、$\mathrm{MAD}_j$で定義した角度分布から$2(a_j + 1)$個の散乱角を事前に得たと解釈でき、観測数の追加と同様の効果が期待できる。なお、散乱位置の推定は ML-EM 法と同じ方法で行う。

3. 実験結果

ウランを設置した原子炉圧力容器に対するシミュレーションデータを用いたウランの検出実験をした。図 1 は ML-EM 法で適切な推定が難しい観測数 170 万で推定した分散の可視化結果である。しきい値処理でウラン検出した際の誤検出率は ML-EM 法が 61.4%、提案法が 14.1 %であり、ロバスト性が改善された。



正解配置　ML-EM 法　提案法

図 1　推定した分散の可視化結果

4. 謝辞

この成果は経済産業省「平成 25 年度補正予算廃炉・汚染水対策事業費補助金（原子炉内燃料デブリ検知技術の開発）」により得られたものである。

参考文献

[1] L. J. Schultz et al., “Image reconstruction and material z discrimination via cosmic ray muon radiography,” Nucl. Instrum. Meth. Res. A, vol. 519, no. 3, pp. 687-694, 2004..

[2] L. J. Schultz et al., “Statistical reconstruction for cosmic ray muon tomography,” IEEE Trans. Image Process., vol. 16, pp. 1985–1993, 2007.

*Junji Otsuka, Takuma Yamamoto, Nao Mishima, Tsukasa Sugita, Haruo Miyadera

Toshiba Corporation

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-3. Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

[1M05-06] Safety concepts

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 11:25 AM - 12:00 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[1M05] Relations among the Concepts of Safety-I, Safety-II and Defense in Depth

＊Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2], Masaharu Kitamura[3]（1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Nuclear Fuel Transport Co., LTD, 3.Research Institute for Technology Management Strategy）

11:25 AM - 11:40 AM

[1M06] Relations among the Concepts of Safety-I, Safety-II and Defense in Depth

＊Atsufumi Yoshizawa[1], Kyoko Oba[2], Masaharu Kitamura[3]（1.Nuclear Fuel Transport Co.,LTD, 2.Japan Atomi Energy Agency, 3.Research Institute for Technology Management Strategy）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

Safety-I, Safety-II と深層防護の関係性

（1）東日本大震災からの教訓を生かした安全概念への検討

Relations among the Concepts of Safety-I, Safety-II and Defense in Depth
(1) Studies on the Safety Concepts based on the Lessons Learned from Great East Japan Earthquake

*大場 恭子[1]，吉澤 厚文[2]，北村 正晴[3]
[1]JAEA，[2]原燃輸送，[3]テムス研究所

本稿では，東日本大震災後に取られた対策を、レジリエンスエンジニアリングにて述べられている安全の考え方である Safety-I および Safety-II と、原子力施設の安全設計の基本的な考え方である深層防護を参照して整理し、その関係性を明らかにすると共に、Safety-II の視点に立った安全策の必要性について検討した。

キーワード：Safety-I，Safety-II，深層防護，原子力発電所，東日本大震災，レジリエンスエンジニアリング

1. 緒言

複雑な社会システムにおける安全を実現する手法として近年注目されているレジリエンスエンジニアリングでは、Safety-I と Safety-II という安全の概念が用いられている。Safety-I とは、顕在化されたリスクの除去および予防型アプローチによって安全を確保しようとする考え方であり、原子力施設の安全の考え方の基本である「深層防護」、すなわち、リスクおよびその際に目標とする事象の脅威を明らかにし、それを防ぐ対策を重ねることにより異常の発生を防ごうとする考えに等しい。他方、Safety-II は、Safety-I の必要性を認めた上で、完全には除去できないリスクが顕在化しうることを前提に、「安全は変化する条件下で成功する能力」とする新しい視点から、時に想定した範囲を超える大きなストレスを受けても、可能な限りその影響を小さくし、破局を避けることを目的に提唱されている安全概念である[1]。本稿では、Safety-I および Safety-II と深層防護の関係性を、東日本大震災後に取られた対策によって整理した。

2. 震災後に実施された対策と安全の考え方

レジリエンスエンジニアリングでは、組織レジリエンスに必要な能力として、Anticipating（予見）、Monitoring（監視）、Responding（対処）、Learning（学習）を挙げているが、東日本大震災のように、リスクが顕在化した状況下では、Responding が重要となり、その対応が落ち着き、それらの経験を次の安全に繋げる際には、Learning が重要となる。

現在、東日本大震災によって被災した原子力施設からのさまざまな Learning に基づいた新たな規制要求事項によって、内部および外部の溢水対策、免震重要棟に類する施設の設置、重機配備等が実施されている。しかし、これらが依拠する Learning は、想定を超えた地震および津波への事前対策および現場対応の成功および失敗の結果から、震災前に検討が欠落していた対策を、深層防護の枠の中に入れ込む形をとっている。すなわち、今後起こりうる事象に対する安全を Safety-I の領域で確保しようとするアプローチである。一方、組織レジリエンスが求められる最大の局面は、リスクが顕在化した Safety-II を必要とする状況下である。このような状況下において、進行形の Responding をいかに成功させるかは、Responding の主体となる人の背後要因や Responding の総体のマネジメントの視点がなければならない[2] [3]。しかし、それらに対する Learning は、Safety-I あるいは深層防護による検討からは見えてきにくい。自主的安全性の向上を求められる中、さらなる安全のためには、Safety-II の領域を意識した Learning に基づく対策が必要であろう。

3. 結論

東日本大震災後の新規制基準では、深層防護の各レベルにおける独立性やバランスをとることで、安全余裕を確保し、不確実性にも備えるというアプローチを求めており、この方針自体は Safety-II の視点と合致している。しかしながら、設備や手順を超えた応用動作能力をどのように高めてゆくのか、といった組織レジリエンスへのアプローチが具体的になっておらず、対策が Safety-I の領域内に留まってしまっているのが現状である。東日本大震災からの Learning を活かし、より Safety-II に注目した施策を実施することで、より高い安全性向上が実現すると考えられる。

参考文献

[1]Hollnagel, E., Safety-I and Safety-II, The Past and Future of Safety Management, ASHGATE(2014) .
[2]吉澤厚文他, 福島第一原子力発電所事故をふまえた組織レジリエンスの向上（I）, 日本機械学会 2014 年度年次大会予稿集, G2010102
[3]大場恭子他, 福島第一原子力発電所事故をふまえた組織レジリエンスの向上（II）, 日本機会学会 2014 年度年次大会予稿集, G2010103

*Kyoko Oba[1], Atsufumi Yoshizawa[2] and Masaharu Kitamura[3]
[1] Japan Atomic Energy Agency [2] Nuclear Fuel Transport Co.,Ltd., [3]Research Institute for Technology Management Strategy

Safety-I, Safety-II と深層防護の関係性

（2）安全概念の分類と福島第一発電所における現場対応の分析

Relations among the Concepts of Safety-I, Safety-II and Defense in Depth
(2) Investigation of the Field Experiences at Fukushima Daiichi Accident for Classifying the Safety Concepts

*吉澤 厚文[1]，大場 恭子[2]，北村 正晴[3]
[1]原燃輸送，[2]JAEA，[3]テムス研究所

福島第一原子力発電所の事故（以下、「福島事故」）の対応では多くの応用動作が実施された。本稿では、深層防護による予防措置とその動作状況を整理した上で、現場で行われた「人」による対応を分析し、Safety-II の原子力における必要性を明示するとともに、成功事例の分析の重要性を確認する。

キーワード：Safety-I，Safety-II，深層防護，福島第一原子力発電所事故，レジリエンスエンジニアリング

1. 緒言

リスク除去型の安全を目指す Safety-I では，「人」を「システムの安全を脅かす要素」として位置付けている。一方、Safety-I を包含する成功拡張型安全概念である Safety-II では、複雑な社会技術システムは絶えず変化しており、すべてを予測することは困難であると同時に、発生した事象の因果も単純には分解できないとの認識の下，「人」は「システムのしなやかさ、回復力に必要な資源」と認識しており，システムのレジリエンスに必要な要素とされている[1]。

本稿では、福島事故時の「人」の行動に着目し、原子力などシステムの安全を高めるアプローチについて検討する。

2. 福島第一原子力発電所事故の教訓（現場におけるレジリエンスの必要性）

津波によりほとんどの電源が喪失し、設計条件をはるかに超える事態となった福島第一原子力発電所事故では、深層防護に基づいたさまざまな備えが役に立たない状況となった。このような中にあって、なんとか事故を食い止めよう、被害を小さくしようと、たとえば社員の車のバッテリーを用いた計装の復旧や消防車を活用した原子炉への注水、タンカーの救出や仮設の海水ポンプを活用した５・６号機の冷温停止など、現場に踏みとどまった「人」の手順書にない臨機応変な対応は、深層防護の枠では整理できないものである[2]。これらの応用動作は、「人」のみがなしえるものであり、また Safety-I、Safety-II の概念に当てはめるならば、Safety-II の概念が適用される課題領域であると言える。

すなわち、福島事故はいかに深層防護を綿密に組み立てても、様々な事象への対応において現場のレジリエンス（回復力、弾性力）が必要であることを示唆している。なぜならば、システムや環境は絶えず変化しており、こういった中ですべての状況を想定することは困難であるとともに、人身安全確保、使命感、ワークロードマネジメント(WLM)、文脈判断やスピード感を持った学習など、人間や組織にしかできない要因が存在するからである。このような要因に注目すれば、Safety-II を達成するために提唱されているレジリエンスエンジニアリングをいかに活用し、組織レジリエンスを高めてゆくのかが課題となることは必然と考える[3]。

3. 結論

これまでのトラブル・事故からの学びでは、深層防護の中で想定通り実行されなかったものを確実に実行させるための再発防止が主であった。しかしながら、福島事故の現場におけるさまざまな対応は深層防護の枠内では整理できない。今後、福島事故の教訓に基づいたより高い安全を実現するには、現在実施されている深層防護を充実したものに変更してゆくアプローチに加え、さらにその外側にも Safety-II が目指す安全を確保するための課題領域があることを認識するとともに、この領域における対応を充実するための方策を併せて検討してゆく必要がある。この安全向上方策は、主に人や組織のレジリエンスを高めるアプローチであるが、既に航空業界等で実施されている WLM 等の高度化手法である CRM（Crew Resource Management）の適用など、方法論であるレジリエンスエンジニアリングを活用し、具体的な展開につなげてゆきたい。

参考文献

[1]Hollnagel, E., Safety-I and Safety-II, The Past and Future of Safety Management, ASHGATE(2014) .
[2]東京電力株式会社，福島原子力事故調査報告書(2012)
[3]吉澤厚文他，福島第一原子力発電所事故をふまえた組織レジリエンスの向上(III)，日本機械学 2015 年度年次大会予稿集，G1700105

*Atsufumi Yoshizawa[1], Kyoko Oba[2] and Masaharu Kitamura[3]
[1]Nuclear Fuel Transport Co.,Ltd., [2]Japan Atomic Energy Agency [3] Research Institute for Technology Management Strategy

Oral Presentation | III. Fission Energy Engineering | 303-3. Human-Machine Systems, Advanced Information Processing

[1M07-09] Human factors

Chair: Hiroshi Ujita (CIGS)

Sat. Mar 26, 2016 2:45 PM - 3:35 PM Room M (Lecture Rooms C C106)

[1M07] Analysis of human and organizational factors of trouble in nuclear power plant(2)

＊Tomoyuki Yamazaki[1] （1.Japan Nuclear Safety Institute）

2:45 PM - 3:00 PM

[1M08] Extraction of Non-Technical Skills Lessons from YOSHIDA Testimony

＊Masaru Hikono[1], Hiroshi Sakuda[1], Masaki Kanayama[1], Manabu Goto[1], Yuko Matsui[1] （1.Institute of Nuclear Safety System, Inc.）

3:00 PM - 3:15 PM

[1M09] Study on the unexpected events based on the cognitive experiments

＊Makoto Takahashi[1], Keito Yoshii[1], Yoshitake Souma[1] （1.Graduate School of Engineering, Tohoku University）

3:15 PM - 3:30 PM

©Atomic Energy Society of Japan

原子力発電所におけるトラブルの人的・組織的要因の分析（第２報）

-事象結果と人的・組織的要因の関連性の検討-

Analysis of human and organizational factors of trouble in nuclear power plant(2)
Study about the relation of a phenomenon and human and organizational factors

*山﨑　寛享
（一社）原子力安全推進協会

原子力施設情報公開ライブラリー（以下ニューシア）に登録された情報を、ヒューマンファクター（以下 HF）の視点から分析し、HF 傾向分析支援データベース（以下 DB）としてまとめた。DB に最新の情報を追加し、事象の結果（動作不良、火災など）により、関連する人的・組織的要因に差異があるか、また、その特徴について検討した。

キーワード：運転経験情報，ヒューマンファクター，組織的要因，ニューシア

1. 緒言

これまで、ニューシア登録情報について HF の視点で事象を確認し、事象に含まれる人的・組織的要因を J-HPES を参考に作成した人的要因分類表に基づき抽出、各種の傾向が把握可能であることを確認してきた。また、事象に潜在する人的・組織的要因を要因関連図の作成により、要因間の関連性についても把握可能とした。前報から新たに登録されたニューシア情報について DB への追加・更新を実施するとともに、新たにプラントへの影響分類を追加することにより、人的・組織的要因とプラントへの影響について検討する。

2. 分類・傾向把握

2-1. 分析対象

分析対象期間：2003 年 4 月 1 日～2014 年 12 月 31 日までの発生事象
対象事象：トラブル情報および保全品質情報（約 1500 件）。

2-2. プラントへの影響分類

表 1 に示す分類項目を用いてプラントへの影響を分類し DB を更新した。

2-3. 分析結果

分類項目別に発生した HF 数を集計した。分類項目により HF の出現割合が異なるかカイ 2 乗検定を用いて検定した結果、一例として動作不良（65 事象）と火災（60 事象）での HF 出現率に有意差が認められた（$p<0.01$）

表 1　事象の分類

種別	分類
原子炉	自動停止
	手動停止
	出力低下
	停止期間延長
	出力変動
違反･逸脱	保安規定違反
	LCO逸脱
	管理上の違反
	その他管理違反
設備の起動･停止	安全系自動作動
	安全系手動作動
	電源停止
	設備停止
	設備誤起動
機器の損傷･劣化	漏洩
	経年劣化
	動作不良
	性能低下
	機器破損
	地絡
管理の問題	異物混入
	管理ミス
放射能･火災など	放射能漏洩
	被曝
	火災
	労災
その他	

3. 結論

本報告ではニューシア登録情報について事象の分類を行い、HF 傾向分析支援 DB を更新した。また、事象分類別の HF 出現傾向を比較したところ、HF 出現割合（【動作不良：火災】人的要因【43%：68%】/管理要因【45%：26%】/作業要因【10%：4%】/設備・環境要因【2%：2%】）に有意な違いが確認された。事象分類により HF の影響構造が異なることが推察されるため、今後検討していきたい。

関連発表

[1] 山﨑（2014）：原子力発電所におけるトラブルの人的・組織的要因の分析,日本原子力学会春の大会
[2] 山﨑（2012）：原子力施設情報公開ライブラリー登録情報を用いたヒューマンファクターの分析-（第 3 報）要因の関係性に関するデータベースの改良-,日本原子力学会秋の大会

*Tomoyuki Yamazaki
Japan Nuclear Safety Institute

政府事故調聴取記録からのノンテクニカルスキル教訓の抽出

Extraction of Non-Technical Skills Lessons from YOSHIDA Testimony

*彦野 賢，作田 博，金山 正樹，後藤 学，松井 裕子
株式会社 原子力安全システム研究所

2014 年 9 月に公開された政府事故調聴取記録は，過酷事故に遭遇した際の現場指揮官の貴重な教訓と考えた．そこで元発電所長の聴取記録から気づき箇所を抽出し，抽出した箇所について，主語およびノンテクニカルスキル分類にそれぞれ整理した．その結果，職責に応じた課題が指摘できる可能性を示した．
キーワード：吉田調書，ノンテクニカルスキル，教育訓練

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故の政府事故調査･検証委員会ヒアリング記録[1], 中でも元発電所長の聴取記録は，多くの著作(例えば[2][3]など)により取り上げられ，電力会社も教訓を得て[4]，福島第一原子力発電所事故と同じような過酷事故が発生したとしても，事故からの影響を最小限に抑えるようハードおよびテクニカルスキル中心の対策がとられている．聴取記録は当時の原子力発電所長の様子を知るうえでの貴重な情報源と考えられるが，過酷事故に対応する際の現場トップおよび緊急時対応チーム(発電所円卓)の人的要因に焦点をあてた教訓の抽出はあまり行われていない．そこで本報では，フィリンらが提唱しているノンテクニカルスキル分類[5]に着目し，教訓抽出を試みた結果を報告する．

2. 方法

元発電所長の聴取記録(PDF ファイル 10 個[1])を抽出対象とした．抽出者は 6 名(原子力発電所勤務経験を持つ研究者 4 名，心理学系卒研究者 2 名)であった．1 つの聴取記録(2011 年 7 月 22 日聴取日)を先行実施した．元発電所長の発話記録テキストのうち，人的要因が関係すると考えられる箇所を各抽出者がマーキングし，キーワードを付記した．キーワードは，各箇所について「課題／良好／中立(評価)」，「それは誰(個人もしくは組織)に関する内容か(主語キーワード)」，そして，「その内容を簡潔に表現する(内容キーワード)」の 3 つであった．さらに，内容キーワードは抽出者 2 名(原子力発電所勤務経験者と心理学系卒)によりフィリンのノンテクニカルスキル分類別に整理した．

3. 結果・考察

先行着手した記録について 6 名が抽出したマーキング箇所は 154 箇所(課題 105 箇所／良好 40 箇所／中立 9 箇所)であった．抽出者間で意見の異なる箇所は 29 箇所(全体の 18%)あったが議論を通じて意見統一した．同様に他 9 記録について実施した結果，全体で 777 箇所が抽出された．「中立」を除いた 689 箇所の「内容キーワード」は 103 項目，「主語キーワード」は 52 項目であった．「主語キーワード」を，内容の類似性で更に分類したところ，7 項目に集約された．

図 1 に，主語キーワードのうち発電所長と発電所円卓について，課題として評価されたとノンテクニカルスキル分類ごとの抽出件数を示す．この結果，例えば発電所長については「ストレス下での人間特性」，発電所円卓については「状況把握」，「コミュニケーション」の箇所数が多いことが分かった．結果は，それぞれの職責を対象とする教育訓練を計画する際には重要な視点が得られる可能性を示した．

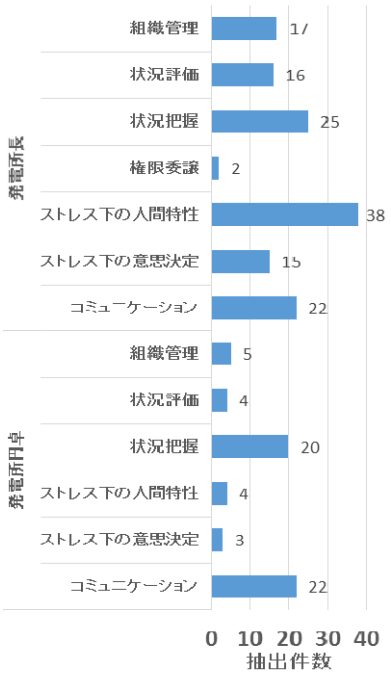


図 1　ノンテクニカルスキル分類毎の課題の抽出件数

参考文献

[1] 内閣官房 HP　http://www.cas.go.jp/jp/genpatsujiko/hearing_koukai_4/hearing_list_4.html
[2] 門田隆将(2014)　「吉田調書」を読み解く 朝日誤報事件と現場の真実
[3] 一般財団法人日本再建イニシアティブ(2015)　吉田昌郎の遺言　吉田調書に見る福島原発危機
[4] 福井県 HP http://www.atom.pref.fukui.jp/senmon/dai81kai/ref.pdf
[5] フィリン(2012) 現場安全の技術-ノンテクニカルスキルガイドブック-　小松原ら訳

*Masaru Hikono, Hiroshi Sakuda, Masaki Kanayama, Manabu Goto and Yuko Matsui
Institute of Nuclear Safety System, Inc.

認知実験による想定外事象の模擬に関する検討

Study on the unexpected events based on the cognitive experiments

*高橋 信[1]，吉井 慶人[1]，相馬 由健[1]

[1]東北大学大学院工学研究科

本研究では「想定外事象」と人間が感じるための特徴を整理し、スマートグリッドを模擬したマイクロワールドシミュレーション環境を用いて検証を行った。結果として意外性と事象の困難度の主観的評価を通じて想定外事象を模擬できる可能性示した。

キーワード：運転訓練、想定外事象、認知実験

1. 緒言：原子力発電所運転員の運転訓練において福島第一原子力発電所事故に相当するような予想を超えた事象への対応の重要性が指摘されているが、訓練においてこのような想定外事象をどのように模擬するかという点に関しては十分な検討が行われていないのが現状である。訓練において通常想定されるレベルを越える状況を再現させることは可能であろうが、「想定外事象」と人間が感じるためには、シナリオにどのような特徴を持たせれば良いのかという点に関しては、人間の認知的な側面に着目した検討が必要である。本研究ではスマートグリッドを模擬したマイクロワールドシミュレーション環境を用いて想定外事象の模擬の可能性に関して検討を行った。

2. 手法

2-1. 想定外事象に対する仮説：本研究では訓練シナリオにおける「想定外事象」に対して以下に示す三つの要件を仮説として設定した。

・**驚き**：予想していない事象であり現実的には発生確率が極めて低い事象であることを「驚き」とした。

・**未経験**：対象とする事象を訓練では直接経験しておらず，マニュアルにも掲載されていない事象であることを示す「未経験」をもう一つの条件とした.

・**解決可能**：発生した事象が未経験で驚きを持って迎えられたとしても、それが全く解決不可能な事象であっては意味が無い。持っている知識を適切に使うことにより原理的には解決できる事象であることも「想定外事象」の条件とした.

2-2. 実験環境：前述の想定外事象に対する仮説に基づき認知実験を行うためのテストベッドとして、スマートグリッド系統を模擬したシミュレーション環境を構築した。被験者は状況に応じて系統電圧を保つために動的な制御を行う必要があり、発電機器等のトラブルも模擬できる。

2-3. 実験シナリオ：前述の仮説に基づき作成したシナリオは想定内 E1 と想定外（U1,U2）に分類される。U1 は想定外でも比較的難易度の低いシナリオ、U2 は比較的難易度の高いシナリオとした。評価基準としてはシミュレーション結果から得られる定量的成績 TA（停電を起こさずに事象を静定できたか）と主観的評価から得られるタスクの難しさ(difficulty)と予想外の度合い(unpredictability)を用いた。

2-4. 結果

図 1 に理想的なパターンとしての E1,U1,U2 の分布を示す。本研究ではこのパターンに合うように想定外シナリオを設定することが可能か否かを評価行った。シナリオの作成はある程度試行錯誤的にならざるを得なく、初期のシナリオの結果は図 2 のようになり、一部のシナリオが理想的なパターンと合致しない予想に反する結果となっている。これを受けてシナリオの調整を行った結果が図 3 である。この結果においては定量的成績と意外性の関係が理想的な分布に近づいていることが示されている。

3. 結論：本研究では運転訓練において想定外事象をどのように模擬するかという点に関して検討を行うために、動的シミュレーション環境に置いて実験的評価を行った。結果として、「想定外事象」を構成する要素を考慮することで意外性のある事象を模擬できることを示した。今後はこのシナリオを用いて想定外事象対処能力に関する研究を行っていく予定である。

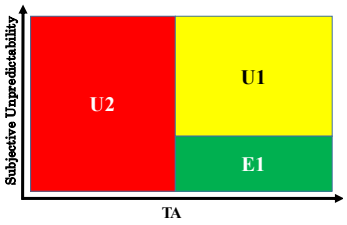


図 1　理想的分布

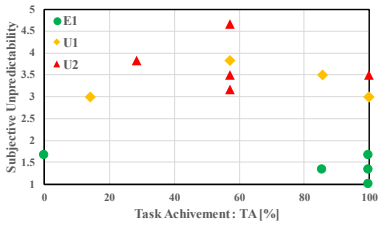


図 2　初期段階での分布

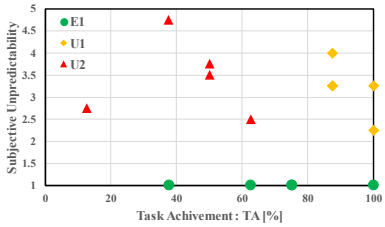


図 3 調整後の分布

謝辞：本研究は JSPS 科研費 25289347 の助成を受けたものです。

---

*Makoto Takahahsi[1], Keito Yoshi1[1] and Yoshitake Soma[1,]

[1]Graduate School of Engineering. Tohoku University

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1. Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[1N05-08] Mitigation of corrosive environment/Dose rate reduction

Chair: Takashi Tsukada (JAEA)

Sat. Mar 26, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

[1N05] Study on platinum deposition treatment on material surfaces by addition of platinum oxide nano particle

＊kazushige Ishida[1], Yoichi Wada[1], Masahiko Tachibana[1], Nobuyuki Ota[2] （1.Hitachi,Ltd., 2.Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd.）

2:45 PM - 3:00 PM

[1N06] Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment

Hideyuki Hosokawa[1], Tsuyoshi Ito[1], Mizuho Tsuyuki[2], Nobuyuki Ota[2], ＊Toshimasa Ohasi[1] （1.Hitachi, Ltd., Research &Development Group, 2.Hitachi GE Nuclear Enargy, Ltd.）

3:00 PM - 3:15 PM

[1N07] Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment

＊Tsuyoshi Ito[1], Tsuyoshi Ito[1], Mizuho Tsuyuki[2], Nobuyuki Oota[2] （1.Hitachi Ltd., 2.Hitachi）

3:15 PM - 3:30 PM

[1N08] Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment

＊Nozomu Hatakeyama[1], Yukie Ishizawa[1], Kenji Inaba[1], Akira Miyamoto[1], Toshimasa Ohashi[2], Tsuyoshi Ito[2], Hideyuki Hosokawa[2], Tooru Kawasaki[3] （1.Tohoku University, 2.Hitachi, 3.Hitachi-GE Nuclear Energy）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

白金酸化物ナノ粒子注入による材料表面への白金付着処理の検討

Study on platinum deposition treatment on material surfaces by addition of platinum oxide nano particle

*石田 一成[1]，和田 陽一[1]，橘 正彦[1]，太田 信之[2]

[1]日立・研開，[2]日立ＧＥ

ヘキサヒドロキソ白金酸懸濁液にγ線照射して生成した白金酸化物ナノ粒子について、注入条件と材料表面への白金付着量の関係を試験により求めた結果、白金は拡散律速で材料表面に付着することが分かった。

キーワード：白金酸化物、ナノ粒子、γ線、沸騰水型原子炉、水素注入、応力腐食割れ

1. 緒言

水質制御による沸騰水型原子炉（BWR）再循系環配管や炉内構造物等の応力腐食割れ抑制技術として、水素注入技術や運転中貴金属注入技術が米国やスイス等の BWR で適用されている。運転中貴金属注入技術では、低濃度のヘキサヒドロキソ白金酸ナトリウム溶液を約 10 日間注入し、材料の接液表面に白金を付着させる [1)]。貴金属付着処理中の水質変化抑制の観点から白金や酸素、水素以外の元素を含まない注入溶液が望ましい。そこで、ヘキサヒドロキソ白金酸（$H_2Pt(OH)_6$）懸濁液にγ線照射することにより PtO_2 を主成分とする平均粒径約 2nm の白金酸化物ナノ粒子コロイド溶液を生成した [2)]。本研究では、材料表面への白金付着量に及ぼす白金酸化物ナノ粒子コロイド溶液の注入条件の影響を検討した。具体的には試験により白金酸化物ナノ粒子コロイド溶液の試験水流速、浸漬時間及び亜鉛イオン濃度と白金付着量の関係を求めたので、その結果を報告する。

2. 実験

白金含有量が 1g/L のヘキサヒドロキソ白金酸懸濁液にγ線を約 20kGy 照射することにより白金酸化物ナノ粒子コロイド溶液を生成した。室温で溶存酸素濃度 350μg/L、溶存水素濃度 60μg/L に調整した試験水を 280℃に昇温して試験片を吊るしたオートクレーブ及び試験配管に通水し、オートクレーブ及び試験配管直前から白金酸化物ナノ粒子コロイド溶液を試験水に注入することで、試験片及び試験配管に白金を付着させた。試験には白金付着と同じ溶存酸素濃度、溶存水素濃度の 280℃水中で 200－500h 前酸化処理した SUS316L、Alloy600、炭素鋼製の試験片及び SUS316L 製の試験配管を使用した。白金付着後、試験片及び試験配管の酸化皮膜を塩酸又は王水で溶解し、原子吸光光度計で白金濃度を測定して白金付着量を求めた。

3. 結果・考察

試験結果の一例として、試験水線流速と SUS316L 製試験配管への白金付着量の関係を図 1 に示す。試験水流量を一定にして、内径が異なる試験配管を使用することにより、試験水流速を 1.3、8.0、51cm/s に変化させた。試験水流速に比例して白金付着が増加したしたことから、本試験の試験流速の範囲で、白金酸化物ナノ粒子は、拡散律速で材料表面に付着することが分かった。

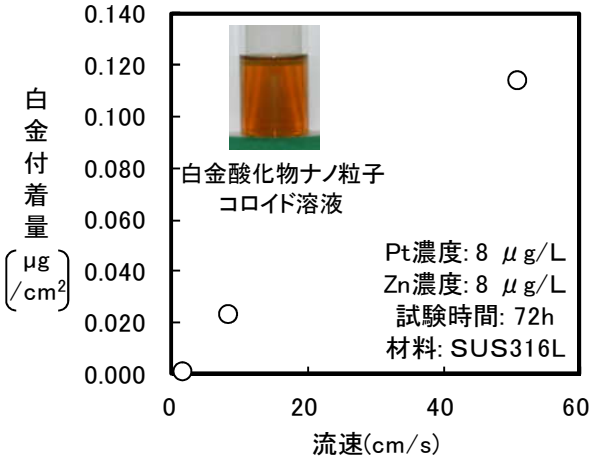


図1 白金付着量に及ぼす試験水線流速の影響

参考文献

[1] J.A.Varela, 2012 EPRI Int'l BWR&PWR MRP Conf.

[2] 石田一成、日本原子力学会 2013 年春の年会、Ｆ45

*Kazushige Ishida[1], Yoichi Wada[1], Masahiko Tachibana[1] and Nobuyuki Ota[2]

[1] Hitachi, Ltd., Research and Development Group, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd.

原子炉起動後の腐食環境緩和及び放射性核種付着抑制技術の開発
－(6) 炭素鋼配管共存時の Pt コート施工方法の検討－

Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment

-(6) Consideration of Pt coating method under carbon steel piping co-existing condition-

*細川秀幸[1]，伊藤剛[1]，大橋利正[1]，露木瑞穂[2]，太田信之[2]

[1] 日立･研開，[2] 日立 GE

貴金属注入適用 BWR において、化学除染によって再循環系配管から除去された Pt を化学除染後に除染表面へ付着する方法を検討している。実機では炭素鋼を含む配管系統に対して施工することがあるため、モックアップ装置に炭素鋼を浸漬した条件で、化学除染から連続した Pt 付着処理の施工性を検討した。

キーワード：再循環系、白金、コバルト、付着、配管、化学除染

1. 緒言　BWR の応力腐食割れ対策として貴金属注入(NMCA)を行っている海外プラントでは、NMCA 適用前に比べて再循環系配管の線量率が低下したプラントが見られる [1)]。そこで、貴金属注入の環境緩和効果と線量率低減効果が起動直後から得られるよう、化学除染に引き続いて Pt 溶液を注入し、Pt コート処理を行う方法を検討している。Pt の付着を促進するために、還元剤として N_2H_4 を適用する方法に加え、除染後の不純物による Pt 付着性低下対策として NH_3 を添加する方法をこれまでに報告した [2)]。今回は実機の体系に近い配管流通系の実機 1/20 容量のモックアップ装置を使用し、系統に炭素鋼が存在する場合を想定した条件で化学除染から連続した Pt コート処理の施工性を検討した。

2. 実験　図 1 に示す再循環系模擬配管内に炭素鋼配管を模擬して炭素鋼板(SPCC:表面積 3000cm^2)を浸漬した。試験片設置位置に SUS316 試験片を設置し、純水を循環しながら 90℃に加温し化学除染を実施した後、水温を 60℃とした。続いて NH_3 水を 20ppm、$Na_2Pt(OH)_6$ を Pt で 1~4ppm、最後に N_2H_4 を Pt 濃度に応じて 10~40ppm となるようにそれぞれ処理液が一循環する時間(30 分)かけて注入した。N_2H_4 注入開始から 4h 後に試験片を取り出し、Pt 付着量を求めた。取り出した試験片の Pt 付着量は試験片ごとに王水に浸漬して付着した Pt を溶解し、溶解液の Pt 濃度を ICP-MS で測定することにより求めた。

3. 結論　図 2 に Pt 付着量の測定結果を示した。Pt 濃度 1ppm の場合、炭素鋼がない場合では Pt 付着量は 1.6μg/cm^2 であった。炭素鋼の共存によって 0.27μg/cm^2 まで減少した。これは炭素鋼板から発生した不溶解性の鉄腐食生成物が処理液中に混入し、試験片への Pt 付着を阻害したためである。Pt 濃度を増加させると Pt 付着量も増加傾向を示し、炭素鋼の影響を緩和した。^{60}Co 付着抑制効果は Pt 付着量 0.1μg/cm^2 以上で確認されており [3)]、いずれの Pt 濃度でも測定された Pt 付着量はこれを上回った。以上の結果より、開発した Pt コート方法により、炭素鋼を含む系統でも化学除染から連続して Pt コート処理が成立することがわかった。

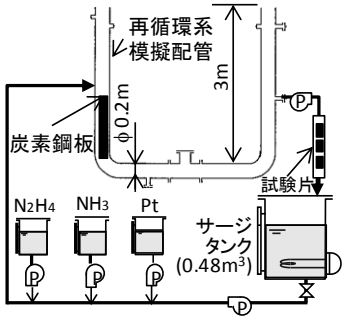


図1　実機1/20容量モックアップ装置

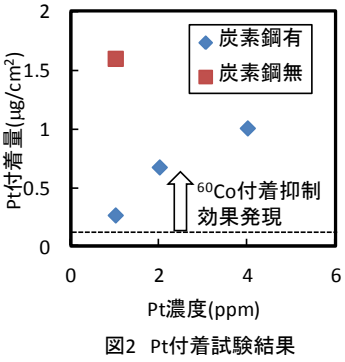


図2　Pt付着試験結果

参考文献　[1] A. D. Odell, et al., NPC 2010, Paper 2.11P, Quebec, Canada, 2010

[2] H. Hosokawa, et. al., NPC2014, Paper10166, Sapporo, Japan, 2014

[3] 伊藤剛、日本原子力学会 2015 春の年会、E06

*Hideyuki Hosokawa[1], Tsuyoshi Ito[1],Toshimasa ohashi[1], Mizuho Tsuyuki[2], and Nobuyuki Ota[2]

[1]Hitachi, Ltd., Research & Development Group, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

原子炉起動時の腐食環境緩和及び放射性核種付着抑制技術の開発
－（７）放射能付着挙動の検討－

Development of suppression method for deposition of radioactivity and mitigation of corrosive environment
-(7)- Consideration of the ^{60}Co deposition behavior－

*伊藤 剛[1] 細川 秀幸[1] 大橋 利正[1] 太田 信之[2] 長瀬 誠[2]
[1]日立・研開，[2]日立・GE

原子炉運転初期のステンレス鋼（SS）の腐食環境緩和及び ^{60}Co の付着抑制を目的に、化学除染後の SS 表面に Pt 粒子を形成する Pt コートを開発している。本研究では貴金属注入（NMCA）を併用した場合の ^{60}Co 付着抑制効果を検証した。

キーワード：放射性核種、コバルト、付着、配管

1. 緒言

原子力発電所の一次系配管周辺での定検作業では、作業者の被ばく線量低減のために化学除染が実施される場合がある。NMCA 適用プラントでは除染により配管表面の ^{60}Co が付着した酸化皮膜と施工した Pt が除去される。この状態で次サイクルの運転を行うと貴金属注入施工までの間、除染対象部において腐食環境緩和が不十分な期間が生じると共に、^{60}Co の再付着が増加する。そこで、原子炉運転初期の腐食環境の緩和と配管表面への ^{60}Co の付着を抑制するため、化学除染後の配管表面に還元剤を用いて Pt 粒子を形成する方法（Pt コート）を開発している。本研究では、Pt コートによる ^{60}Co 付着抑制効果を検証した。

2. 実験

表面を研磨した 316SS 試験片をビーカーに設置し、温度 363 K、Pt を 1, 10 ppm 含む形成溶液に 50 ppm の N_2H_4 を添加して Pt コートを施した。施工した Pt を王水に溶解して誘導結合プラズマ質量分析計を用いて付着した Pt を定量した。^{60}Co の付着抑制効果を検証するため、未処理及び Pt コート試験片を試験装置に設置し、温度 : 553 K、圧力 : 7 MPa、水素注入水質（溶存水素 : 50 ppb 、 Zn : 5 ppb、 ^{60}Co 濃度 : 6.7 kBq/kg）に 2000 時間浸漬した後、同様の条件で 240 時間 Pt を注入して NMCA 処理を実施した。その後、更に 2000 時間浸漬を継続して、ゲルマニウム検出器（Seiko EG&G Co. Ltd., GEM15P-70）で ^{60}Co 付着量を求めた。

3. 結果

図 1 に ^{60}Co 付着量の時間依存性を示す。未処理試験片及び Pt コート試験片は、時間と共に ^{60}Co 付着量は増加傾向であった。NMCA 施工後、未処理試験片は ^{60}Co 付着量が 15%減少した。一方で、Pt コート試験片は NMCA 処理を実施しても ^{60}Co 付着挙動に変化は無かった。浸漬時間 4000 h 後の ^{60}Co 付着は未処理試験片及び Pt コート試験片でそれぞれ 65、23 Bq/cm^2 であった。よって、^{60}Co 付着量は Pt コートにより、約 65 %抑制され、Pt コートと NMCA を併用した場合でも、Pt コートの ^{60}Co 付着抑制効果が確認できた。

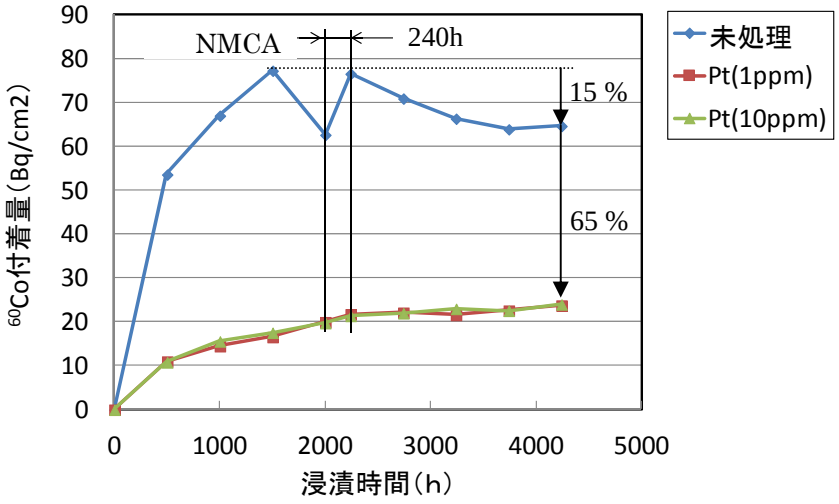


図 1 ^{60}Co 付着量の時間依存性

* Tsuyoshi ITO[1], Hideyuki HOSOKAWA[1], Toshimasa OHASHI[1], Nobuyuki OTA[2] and Makoto NAGASE [2]
[1]Hitachi Ltd., [2]Hitachi-GE Nuclear Energy Ltd.

原子炉起動後の腐食環境緩和及び放射性核種付着抑制技術の開発
(8) 酸化皮膜溶解過程の超高速化量子分子動力学シミュレーション

Development of Suppression Method for Deposition of Radioactivity and Mitigation of Corrosive Environment (8) Ultra-Accelerated Quantum Chemical Molecular Dynamics Simulations of Dissolution Behavior of Oxide Layer

*畠山 望[1]，稲葉賢二[1]，石澤由紀江[1]，宮本 明[1]，大橋利正[2]，伊藤 剛[2]，細川秀幸[2]，川嵜 透[3]
[1]東北大学，[2]日立・研開，[3]日立 GE

BWR 再循環系配管に Pt ナノ粒子を被覆することにより、腐食環境を緩和し、放射性核種の付着を抑制する技術の開発を進めている。その中で、独自に開発した従来手法比 1000 万倍高速な超高速化量子分子動力学法を用いて、Pt ナノ粒子の存在による酸化被膜との反応過程について、解析を行った。

キーワード：再循環系、白金、配管、計算化学、^{60}Co、被ばく低減

1. 緒言

様々な産業分野で実践的な応用を進めている、超高速化量子分子動力学(UA-QCMD)[1]による計算化学手法を、Pt と酸化被膜の反応過程の解明に適用した。量子論に基づいた原子レベルのダイナミックス計算を行うことで、酸化皮膜内の金属－酸素間の化学結合の変化について、理論的に検討した。

2. 計算手法

UA-QCMD は、独自の Tight-Binding 近似とポテンシャル関数の構築によって、従来手法に対して約 1000 万倍の高速化を達成している。計算精度についても、多くの金属・化合物について、密度汎関数法（DFT）の結果や実測に基づく熱力学データをよく再現することが可能である[2]。

3. 計算結果

図 1 に、計算モデルの一例を示す。図 2 に示すように、本計算で用いる金属・酸化物について、UA-QCMD は DFT や実測による結合エネルギーをよく再現する。図 3 に、Pt 表面で発生する活性水素が、外層酸化皮膜である Fe_2O_3 表面に次々と到達して反応していく様子について、UA-QCMD により計算した結果を示す。H と反応した最表層の O が、隣接する Fe との結合を保ったまま下層の Fe との結合を切って、水中に移動していく。Pt による Fe_2O_3 溶解過程に、H が関与する機構が明らかになった。

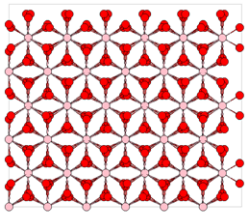


図 1　計算モデル例 (Fe_2O_3)

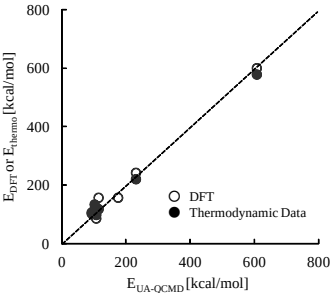


図 2 結合エネルギー比較

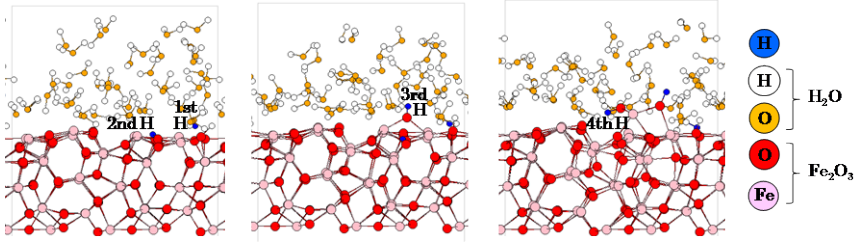


図 3　水中の Fe_2O_3 表面の水素原子による還元溶解ダイナミックス

参考文献

[1] Md. K. Alam et al., J. Phys. Chem. C, 113, 7723, 2009; F. Ahmed et al., ibid., 117, 5051, 2013.

[2] A. Miyamoto et al., SAE Technical Paper 2012-01-1292, 2012.

*Nozomu Hatakeyama[1], Kenji Inaba[1], Yukie Ishizawa[1], Akira Miyamoto[1], Toshimasa Ohashi[2], Tuyoshi Ito[2], Hideyuki Hosokawa[2] and Toru Kawasaki[3]

[1]Tohoku Univ., [2]Hitachi, Ltd., Research & Development Group, [3]Hitachi-GE nuclear Energy, Ltd.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1. Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[1N09-12] Structure material corrosion for LWR and reprocessing plant

Chair: Yusa Muroya (Osaka Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 3:50 PM - 4:55 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

[1N09] The effect of photo catalysts for SCC protection after noble metal application

＊Osamu Shibasaki[1], Masato Okamura[1], hidehiro urata[1], junichi takagi[1] （1.Toshiba Corporation）

3:50 PM - 4:05 PM

[1N10] Rotating corrosion test of steel materials in diluted seawater.

＊Takashi Tsukada[1], Satoshi Kita[1], Fumiyoshi Ueno[1] （1.JAEA）

4:05 PM - 4:20 PM

[1N11] Study on solution environment of reprocessing plant on corrosion of austenitic stainless steel

＊Satoshi Hasegawa[1,2], Tetsunari Ebina[1,2], Tatsuya Ito[1], Seong-Yun Kim[1] （1.Tohoku Univ., 2.JNFL）

4:20 PM - 4:35 PM

[1N12] Effect of seawater on corrosion of materials used in reprocessing process – (4)Corrosion of storage tank for high level liquid waste –

＊Hiromu Ambai[1], Yusuke Nishiduka[1], Yuichi Sano[1], Naoki Uchida[1], Shizuka Iijima[1] （1.JAEA）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

貴金属存在環境での光触媒によるＳＣＣ予防効果

The effect of photo catalysts for SCC protection after noble metal application

*柴崎 理[1]，岡村雅人[1]，浦田 英浩[1]，高木 純一[1]
[1]株式会社 東芝

酸化チタン光触媒と貴金属が共に存在する環境下において、光照射による酸化チタンの効果確認試験を実施した。他の電位低下手法では効果の及びにくい H_2/O_2 比 0.5 の酸化性環境においても、酸化チタンによる電位低下が確認された。

キーワード：SCC，酸化チタン，光触媒，貴金属共存下

1. 緒言

東芝ではこれまでに、酸化チタンによる電位低下を利用した SCC 予防技術を開発し、福島第二発電所へ適用を行った。一方、国内外のプラントでは貴金属注入施工を経験したプラントも存在し、これらのプラントへの酸化チタン施工を想定した際の予防効果については確認が必要である。本報告では酸化チタンと貴金属が共存する環境での酸化チタンによる電位低下効果について検討した。

2. 実験

試験体は SUS316L 試験片を用い、予備酸化、貴金属塗布、酸化チタン塗布の順に処理を実施した。貴金属塗布量は 0.1 μg/cm^2、及び 0.5 μg/cm^2、酸化チタン塗布量は 30 μg/cm^2、及び 100 μg/cm^2 で実施した。試験温度は 280℃とし、表 1 の水質条件下で電位測定を実施し、光照射時に見られる酸化チタンの電位低下効果を確認した。

表 1　試験水質条件

試験条件	DO (ppb)	DH (ppb)	H_2O_2 (ppb)	H_2/O_2 比
No.1(酸化性)	250	10	200	0.5
No.2	70	16	190	1.6
No.3	20	30	90	7.7
No.4(還元性)	20	50	80	13.9

3. 結果及び考察

図 1 に、各水質条件における光照射時の電位変化を示す。いずれの水質条件においても電位低下が確認されており、酸化チタンは貴金属存在環境においても、作用することが確認された。特に H_2/O_2 比の小さい酸化性環境で大きな電位変化が見られる。酸化性環境は他の電位低下手法の効果が及びにくい領域であるが、酸化チタンでは電位低下効果が確認された。H_2/O_2 比の大きい還元性環境では、光照射前の電位が低いことから、酸化チタンによる電位変化が小さい結果となった。いずれの水質条件においても電位低下が確認されたことから、SCC 予防に一定の効果があると考えられる。

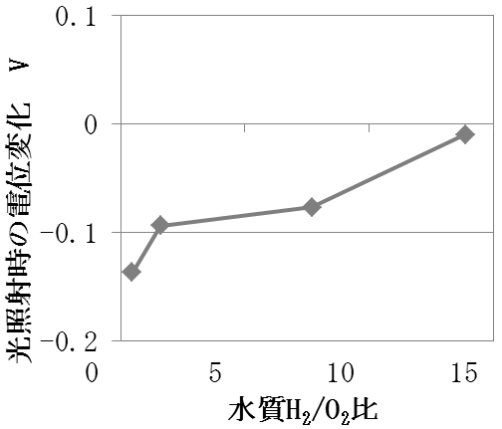


図 1 各 H_2/O_2 比における光照射時の電位変化
(酸化チタン量 100 μg/cm^2、貴金属量 0.1μg/cm^2)

4. 結論

酸化チタンは、貴金属共存環境においても電位低下効果があることが確認された。

参考文献

[1] 高木純一：“酸化チタン注入の実機適用経験及び燃料の影響評価”日本原子力学会 2015 年秋の大会、D33

*Osamu Shibasaki[1], Masato Okamura[1], Hidehiro Urata[1] and Junichi Takagi[1]
[1]TOSHIBA CORPORATION

回転腐食試験による希釈海水中の鋼材腐食挙動の検討

Rotating corrosion test of steel materials in diluted seawater.

*塚田　隆[1]，北　智士[1]，上野　文義[1]
[1]日本原子力研究開発機構

各種原子炉材料に用いられる炭素鋼や低合金鋼の中性水中における腐食速度は、溶存酸素濃度、温度、塩化物イオン濃度、流速等の影響を受ける。また、大気中で鋼材表面に薄い水膜がある場合に腐食が加速される現象も知られている。これらの条件が重畳する影響を調べるため、鋼材試験片を水中で回転または水中/大気中を交互に出入りさせる腐食試験を実施し、さらに影響機構の検討のため電気化学測定も実施した。

キーワード：原子炉容器、炭素鋼、低合金鋼、回転腐食試験、電気化学測定、腐食速度

1. 緒言

鋼材の水中腐食挙動は、通常は試験片を液中に静的に浸漬する腐食試験により調べられている。しかし、プラントにおける実際の使用条件での腐食挙動を評価するには、水の流動や気液環境が交番する条件を考慮する必要がある。本研究ではそのような条件を簡便に模擬するため、平板形鋼材試験片を水中で回転させる腐食試験装置を製作し腐食が加速される条件とその機構について検討した。

2. 実験方法

モーター回転軸の先端に固定したアクリル製の試験片治具(50x50x10mm)に試験片(40x10x2mm)を ABS 樹脂製のネジで取り付けた。供試材は原子炉用の炭素鋼 SGV480 及び低合金鋼 SQV2A である。200 倍希釈人工海水を入れた試験槽中の水面と試験片治具の位置関係を調整することにより(図 1)、試験片が常時水中にある場合(全浸漬回転)、水中と大気中を出入りする場合(半浸漬回転)及び回転させずに水中に吊るした場合(全浸漬非回転)の 3 条件で試験を行った。試験槽は大気開放(試験液の溶存酸素濃度 7.5ppm at 30℃)であり恒温水槽に入れて 30℃に保持した。500 時間まで腐食試験後に表面腐食皮膜を脱膜処理により除去し、重量減及び表面粗さを測定した。電気化学測定は 3 電極法により実施しフラスコ内に撹拌子を入れて撹拌の影響を調べた。

3. 結果・考察

試験片を 10 秒 1 回転(速度約 0.02m/s)及び 1 秒 1 回転(速度約 0.2m/s)させた試験により、全浸漬非回転の場合を基準として、全浸漬回転により腐食減量は 1.5～2 倍となること、回転速度が速い方が腐食減量が大きいこと、半浸漬回転によりさらに腐食減量が大きくなることが分かった(図 2)。ただし、半浸漬回転では回転速度による差は小さく、気中に曝露された合計時間(250h)の影響が大きいと考えられる。いずれの条件でも炭素鋼は低合金鋼より大きな腐食減量を示した。また、非回転試験片は回転試験片と同じ試験槽内に浸漬したため流れの影響が現れた。

これらの知見を溶存酸素の腐食表面への拡散の観点から検討するため、鋼材及び白金を作用極とし 200 倍希釈海水中のカソード分極測定を行った。その結果、比較的低速の撹拌で溶存酸素拡散限界電流密度が大きく増加したことから、腐食試験では回転による液流動により拡散層厚さが減少したため腐食減量が増大したと考えられた。

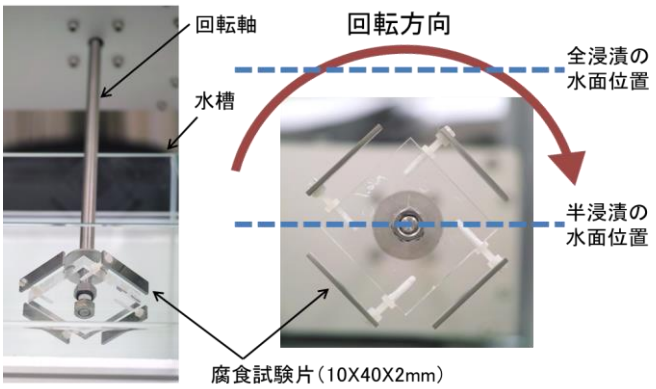


図 1　回転腐食試験片と水面の関係

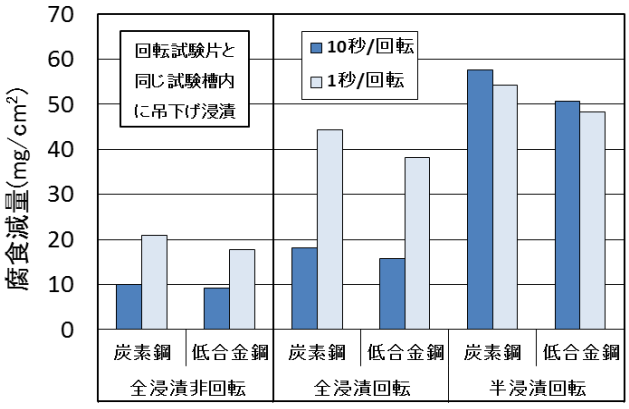


図 2　希釈海水中 500ｈ試験後の腐食減量

*Takashi Tsukada[1], Satoshi Kita[1] and Fumiyoshi Ueno[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

オーステナイト系ステンレス鋼の腐食に与える再処理施設の溶液環境に関する研究

Study on solution environment of reprocessing plant on corrosion of austenitic stainless steel

*長谷川聡[1,2]、蝦名哲成[1,2]、伊藤辰也[1]、金聖潤[1]
[1]東北大院・工, [2]日本原燃

オーステナイト系ステンレス鋼の腐食に与える再処理施設の溶液環境について、硝酸溶液の沸騰現象の影響、塩効果、ガンマ線の影響などを溶液化学的観点から調査・検討を行った。

キーワード：再処理、ステンレス鋼、腐食、硝酸、高酸化性イオン、酸化還元反応

1. 緒言　使用済燃料の再処理施設では高レベル廃液や回収硝酸などの濃縮、蒸発等の操作により硝酸溶液を沸騰状態で取扱うため、機器材料に対して厳しい腐食環境となる。特に、高酸化性イオンである Ce(VI)、Ru(III)、Pu(VI)、Np(VI)、Cr(VI)が硝酸溶液中に存在する場合、ステンレス鋼の腐食速度の増大が懸念される。我々は、再処理施設の溶液環境がステンレス鋼の腐食へ与える影響について、硝酸溶液中の高酸化性イオンの酸化還元挙動に着目し、硝酸溶液の沸騰現象や共存硝酸塩の塩効果により Cr イオンの酸化反応が促進され、腐食が加速される可能性があることを報告した[1,2]。本研究では、再処理施設の機器材料の寿命予測に向けた更なるデータ取得を行うため、ステンレス鋼の腐食に与える再処理施設の溶液環境について、硝酸溶液の沸騰現象の影響、塩効果、ガンマ線の影響等を溶液化学的観点から調査・検討を行った。

2. 実験　ステンレス鋼の腐食へ与える硝酸溶液の沸騰現象の影響の検討では、Np の代替元素として V を用いた腐食試験を実施した。硝酸濃度 3, 5, 8 M (M=mol L^{-1})の溶液について、V(V)の初濃度が各々20 mM となるように試験溶液を調整した。これらの試験溶液について、同一温度における減圧沸騰、常圧非沸騰条件において、R-SUS304ULC の浸漬試験を行った。浸漬試験は、24 時間毎に試験片の重量測定を実施することを 4 回繰り返し、この間試験溶液の液更新は行わなかった。ステンレス鋼の重量測定結果から、各試験条件での平均腐食速度を算出した。

3. 結果・考察　Fig. 1 に溶液温度 100℃における浸漬試験の結果を示す。R-SUS304ULC の平均腐食速度は、いずれの硝酸濃度においても減圧沸騰の場合が大きくなった。硝酸濃度 8 M の場合、特にその差が顕著になった。100℃の硝酸溶液中での V イオンの酸化速度は、常圧非沸騰よりも減圧沸騰の方が大きくなることが報告されている[3]。このため、減圧沸騰硝酸溶液中においては、V が腐食反応により V(V)→V(IV)へ還元されても、常圧非沸騰溶液中と比較して V(V)へ容易に再酸化するため、ステンレス鋼の腐食速度が増加したものと考えられる。

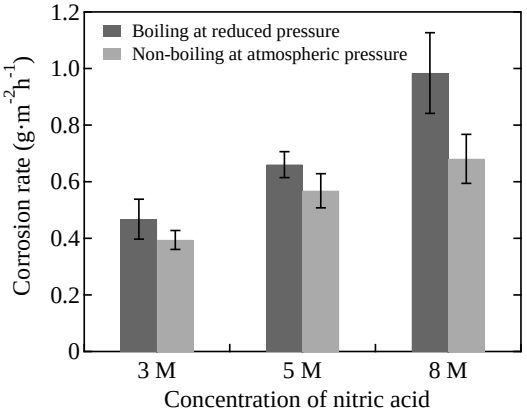


Fig. 1　Corrosion rate of R-SUS304ULC in nitric acid solution at 100℃ (n = 4, average±standard deviation)

参考文献

[1] S. Hasegawa et al., J Nucl Sci Technol, 52, (2015) 530-540.
[2] S. Hasegawa et al., J Nucl Sci Technol, (2016) DOI: 10.1080/00223131.2015.1107514.
[3] 長谷川ら，日本原子力学会「2015 年秋の大会」D32.

*Satoshi Hasegawa[1,2], Tetsunari Ebina[1,2], Tatsuya Ito[1] and Seong-Yun Kim[1]
[1]Tohoku Univ., [2]JNFL

再処理機器の腐食に及ぼす海水成分の影響評価
－(4) 高放射性廃液貯槽材料の腐食評価－

Effect of seawater on corrosion of materials used in reprocessing process
– (4) Corrosion of storage tank for high level liquid waste –

*安倍 弘，西塚 雄介，佐野 雄一，内田 直樹，飯嶋 静香
日本原子力研究開発機構

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の使用済燃料貯蔵プールに保管されている使用済燃料の再処理に係る検討の一環として、海水成分が高放射性廃液貯槽材料の腐食に与える影響を評価した。γ線環境において腐食試験を実施し、海水成分が腐食に対して大きな影響を与えないことを確認した。

キーワード：福島第一原子力発電所、再処理機器、高放射性廃液、海水、SUS316L、腐食、放射線

1. 緒言

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の使用済燃料貯蔵プールに保管されている使用済燃料は、海水注入により、海水環境に曝されており、爆発の影響によるガレキの付着も予想される。このため、当該燃料の再処理を行う場合、燃料に付着した海水成分等の工程内への同伴が考えられることから、その影響について事前に評価を行う必要がある。本研究においては、前回報告した非放射線環境下での評価[1]に引き続き、γ線環境下での高放射性廃液貯槽材料の腐食に及ぼす海水成分等の影響について評価を行った。

2. 実験

貯槽材料に使用される SUS316L を対象に浸漬試験を実施した。試験は約 960 時間実施し、240 時間毎に試験片の重量減少量から腐食速度を算出し、表面観察を行った。今回用いた模擬高放射性廃液（以降、HAW と表記）は、表 1 にある金属元素の硝酸塩等を硝酸溶液に添加・作製し、酸濃度は 2mol/L に調整した。海水成分については、塩化物イオンで最大 20g/L とした。液温は貯槽の運転要領を参考に 60℃とした。線量率は 2.8kGy/h（アラニン線量計による測定値）とし、線源には ^{60}Co を用いた。

3. 結果・考察

いずれの条件においても粒界腐食が進展し（図 1）、先行研究でも示されているように[2]、その腐食速度はγ線の照射に伴い低減された（図 2）。HAW にγ線が照射された場合、硝酸の放射線分解生成物である亜硝酸や NOx が HAW 中の高酸化性の金属イオンを還元するため、腐食が抑制されたものと考えられる。本研究で評価対象としている海水成分の寄与について、非放射線環境下では海水成分により腐食が抑制されたが、γ線環境下では海水成分による顕著な影響は認められなかった。これは、非放射線環境下で予想される海水成分と高酸化性金属イオンとの相互作用が、γ 線環境下では、高酸化性金属イオン濃度の減少により、相対的に低下するためと考えられる。

表 1 模擬高放射性廃液の組成

成分	濃度[mol/L]
Fe	0.090
Cr	0.025
Ru	0.12
Ce	0.10
Nd	0.50
V	0.010

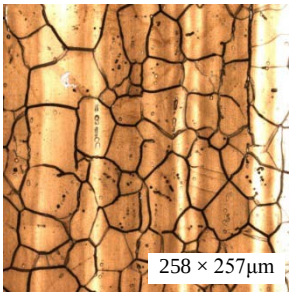


図 1 浸漬試験片の腐食状態
HAW＋海水（塩化物イオン 20g/L）、γ線環境。

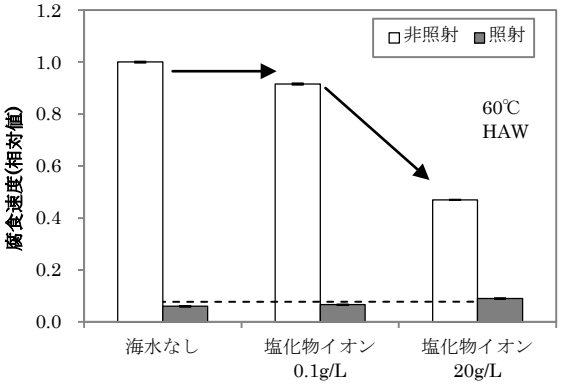


図 2 腐食速度と海水成分の関係
腐食速度は最大値を 1 とした相対値で示している。

参考文献

[1] 安倍 弘，他，日本原子力学会「2015 春の年会」E11， [2] 竹内 正行，他，日本原子力学会和文論文誌, **4**, 1 (2005).

*Hiromu Ambai, Yusuke Nishizuka , Yuichi Sano , Naoki Uchida, and Shizuka Iijima
Japan Atomic Energy Agency

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 403-1. Reactor Chemistry, Radiation Chemistry, Corrosion, Water Chemistry,Water Quality Control

[1N13-16] Radiolysis

Chair: Kazushige Ishida (Hitachi, Ltd.)

Sat. Mar 26, 2016 4:55 PM - 6:00 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

[1N13] Irradiation Effect on Wet Scrubber in Filtered Containment Venting System

＊Masafumi DOMAE[1], Shoichi ONO[2] （1.CRIEPI, 2.TEPCO）

4:55 PM - 5:10 PM

[1N14] Hydrogen generation by radiolysis of water that included cubic zirconia

＊Yoshinobu Matsumoto[1], Masao Inoue[2], Ryuji Nagaishi[2], Toru Ogawa[1] （1.Nagaoka University of Technology, 2.Japan Atomic Energy Agency）

5:10 PM - 5:25 PM

[1N15] Attempt of tool for analyzing radiolytic hydrogen evolution with open-source chemical reaction suit Cantera

＊Ryo Furukawahara[1], Toru Ogawa[1], Masao Inoue[2], Ryuji Nagaishi[2] （1.Graduate School of Nagaoka University of Technology, 2.Japan Atomic Energy Agency）

5:25 PM - 5:40 PM

[1N16] Picosecond pulse radiolysis study on elemental spur diffusion reactions in water at high temperatures

＊Yusa Muroya[1], Tetsuro Yoshida[1], Wataru Kanamori[1], Yosuke Katsumura[2], Shinichi Yamashita[3], Takahiro Kozawa[1] （1.Institute of Scientific and Industrial Research, Osaka University, 2.Japan Radioisotope Association, 3.School of Engineering, University of Tokyo）

5:40 PM - 5:55 PM

©Atomic Energy Society of Japan

フィルタベントスクラバ水への放射線照射効果

Irradiation Effect on Wet Scrubber in Filtered Containment Venting System

*堂前 雅史[1]，小野 昇一[2]
[1]電中研，[2]東京電力

フィルタベントスクラバ水によって放射性物質を除去する場合、スクラバ水は放射性物質からの放射線を受け、温度も上昇する。このような放射線照射下でも、スクラバ水が無機よう素除去のために強アルカリ性に維持されることを確認する必要がある。100℃、200℃で室温 pH 12、13 を仮定して放射線分解シミュレーションを実施し、1 週間経過まで pH がほとんど変化しないことを確認した。

キーワード：フィルタベント装置，湿式スクラバ，放射線分解，アルカリ性

1. 緒言

新規制基準に基づき、沸騰水型原子力発電（BWR）プラントでは、格納容器のフィルタベント装置が設置される。フィルタベント装置にはスクラバがあり、ここで粒子状ならびにガス状（無機よう素）の放射性物質を除去する設計となっている。放射性物質のうち、無機よう素を除去するためにはスクラバ水を強アルカリとする必要がある。放射性物質がスクラバ水によって除去されるに従い、スクラバ水はより強い放射線にさらされることになる。また、温度も上昇することが予想される。このような環境でも無機よう素除去性能が維持されることを確認する必要があり、一定吸収線量、200℃以下の温度で 1 週間経過まで放射線分解シミュレーションを行い、スクラバ水の pH に対する放射線照射の影響を評価した。

2. 計算方法

表 1 に示す条件で放射線分解シミュレーションを実施した。放射線分解シミュレーションでは、水の放射線分解収量（G 値）、分解生成物の反応のリストおよび反応速度定数が重要であるが、これらは Elliot[1] の推奨値に従った。高温での水酸化ナトリウムの解離定数は文献 2 から引用した。計算には、FACSIMILE コードを使用した。

表 1：計算条件

温度	100℃あるいは 200℃
気相部	なし
雰囲気	脱気
吸収線量率	10 kGy/h（β/γ）
照射時間	7 日間
初期 pH	12 あるいは 13（室温での値） （水酸化ナトリウムを仮定）

3. 結果と考察

100℃、200℃の計算結果をそれぞれ図 1、図 2 に示す。図には、当該温度における H^+ の体積モル濃度と、同じく pH の時間変化を示している。各図とも室温での初期 pH として 12 および 13 を仮定した計算が含まれている。いずれも横軸の単位は[s]であり、7 日間は 6.05×10^5 s となる。計算結果を検証するため、系内の物質収支が保たれていること、および各濃度から計算される平衡定数が所定の値となっていることを確認した。温度、初期室温 pH により 4 通りの計算条件があるが、いずれの場合も高温での H^+濃度はほとんど変化しておらず、そのため高温 pH もほとんど変化しない。いずれの条件でも系内の水酸化ナトリウム濃度に変化がなく、他に酸やアルカリが存在しないことから、室温 pH も変化しないとの結論が得られる。

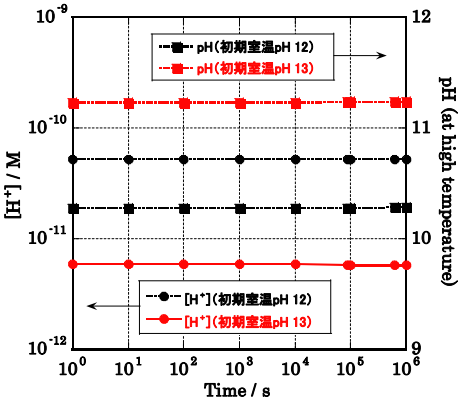


図 1：100℃における pH 変化の計算結果

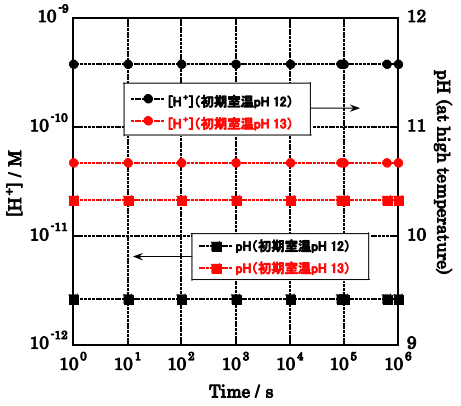


図 2：200℃における pH 変化の計算結果

4. 結言

放射線分解シミュレーションを実施し、100℃、200℃でスクラバ水が吸収線量率 10 kGy/h の β／γ 線照射を 1 週間受けたとしても、高温および室温の pH がほとんど変化しないことを確認した。

参考文献

[1] A. J. Elliot, AECL 153-127160-450-001 (2009).
[2] Kiwamu Sue et al., J. Supercrit. Fluids, 28, 287-296 (2004)

*Masafumi Domae[1], Shoichi Ono[2]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, [2]Tokyo Electric Power Co., Inc.

立方晶ジルコニアを添加した水の放射線分解水素発生

Hydrogen generation by radiolysis of water that included cubic zirconia

*松本　義伸[1]，井上 将男[2]，永石 隆二[2]，小川 徹[1]

[1]長岡技術科学大学，[2]日本原子力研究開発機構

原子炉のシビアアクシデント(SA)により生ずる放射性廃棄物の長期保管を想定し、ジルコニウム合金の高温酸化生成物が水の放射線分解に及ぼす影響を調べている。酸化ジルコニウムの結晶型の影響を調べるため、本報告では、立方晶ジルコニアを添加した水の放射線分解実験を行い、気相に放出された水素の収量を測定した。

キーワード：立方晶ジルコニア，放射線分解，水素発生，純水，海水

1. 緒言

SA により生ずる放射性廃棄物には、燃料被覆管に用いられるジルコニウム合金の酸化生成物が多量に存在する。廃棄物に含まれる水は放射線分解により水素等を発生するが、水素の発生量は水中に存在する固体酸化物により影響を受けることが知られている[1]。これまでにジルカロイ-4 を酸化したジルコニウム酸化生成物を添加した水の放射線分解における水素発生を測定してきた。比較対象として単斜晶ジルコニアおよびイットリア安定化ジルコニア(YSZ)粉末の影響を調べ、正方晶ジルコニアを主とする YSZ では顕著な水素発生促進効果を認めた[2]。本報告では、正方晶ジルコニア含有 YSZ との比較のために、立方晶ジルコニア 100%の YSZ 単結晶(YSZSC)を砕いた粉末を添加した水の放射線分解実験を行い、その影響を調べた。

2. 実験

Dalian Keri Optoelectronic Technology 製 YSZSC を乳鉢で粉砕し、粒子径 340 μm と 8 μm の粉末を作成した。これらを 0-50 wt%の重量分率で純水に添加し、4 ml のガラスバイアルに懸濁液高さが 1 cm になるよう調製してセプタム密封した。バイアルへの照射は、原子力機構のガンマ線照射装置（Co-60 線源）を用いた。試料の吸収線量は化学線量計を用いて評価した。照射後バイアルの気相中の水素濃度をガスクロマトグラフによって測定し、試料の吸収線量と水素発生量から水素の観測収量 $G(H_2)$を求めた。

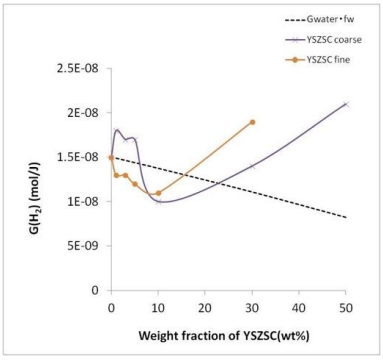


Fig. 1 YSZSC を添加した純水の $G(H_2)$

3.結果・考察

Fig.1 に観察された水素収量 $G(H_2)$(mol/J)の添加した酸化物の重量分率(wt%)への依存性を示した。破線はバイアル中の水に吸収された放射線のエネルギーのみが水素生成に寄与した場合の $G(H_2)$を示している。本実験により、YSZSC 添加量が少ない領域では複雑な挙動を示したが、30wt%以上では水素発生促進効果がみられた。この促進効果は粒子径が小さい 8 μm の YSZSC 粉末で、より顕著であった。

参考文献

[1] N. G. Petrik et al., J. Phys. Chem. B 2001; 105: 5935-5944.

[2] Y. Matsumoto, T.M.D. Do, M. Inoue, R. Nagaishi, T. Ogawa, J. Nuc. Sci. Tech. 2015; 52: 1303-1307

謝辞

本研究は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）」（平成 24～26 年度）の成果である。ここに謝意を表します。

*Yoshinobu Matsumoto[1], Masao Inoue[2], Ryuji Nagaishi[2] and Toru Ogawa[1]

[1]Nagaoka University of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

統合化学反応オープンソフト Cantera を用いた放射線分解水素放出解析ツールの試行

Attempt of tool for analyzing radiolytic hydrogen evolution with open-source chemical reaction suit Cantera

*古川原 崚[1]，小川 徹[1]，井上 将男[2]，永石 隆二[2]

[1]長岡技術科学大学大学院，[2]日本原子力研究開発機構

工学的な体系での放射線分解生成水素の放出を評価するために、統合化学反応解析ソフトウェア Cantera をベースとしたシミュレーション・プログラムを作成している。ここでは、攪拌状下での放射線分解水素の放出実験データの再現を試みた。

キーワード：水の放射線分解，水素，シミュレーション，Cantera

1. 緒言

水の放射線分解に伴う水素放出挙動について永石ら[1]は、純水の照射下での水素放出を攪拌速度の関数として測定した。この結果を再現するために、Cantera[2]を用いて自由界面と攪拌状態を考慮した放射線分解プログラムを構築し、実験データと比較・評価した。

2. Cantera による攪拌状態の水の放射線分解モデル

永石らの実験体系をモデル化（Fig.1）し、Cantera の提供する無次元反応器ネットワークを用いて、反応器、Reservoir（定常状態供給器=環境）、拡散層、界面、プレナムのモジュールから成る体系を構築した。放射線分解による一次生成物は各 Reservoir から反応器に供給される。一方、分解した分の水が Reservoir に排出される。水素や酸素は拡散層から界面を介してプレナムに放出される。攪拌による物質移行を再現するために、複数個の反応器-Reservoir 対を軸方向に配置し、それらの間を仮想的な質量流量制御器でつないだ。

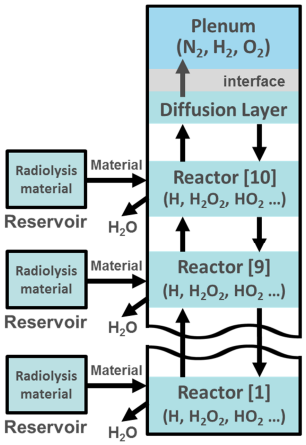


Fig.1 実験体系のモデル化

3. シミュレーション結果・考察

攪拌モデルを用いて行ったシミュレーション計算と実験結果の比較を Fig.2 に示す。#0 は攪拌しない状態である。#1→#5 と攪拌速度が増す。攪拌速度の上昇に伴う水素放出量の増加を比較的良い定量性をもって再現することができた。

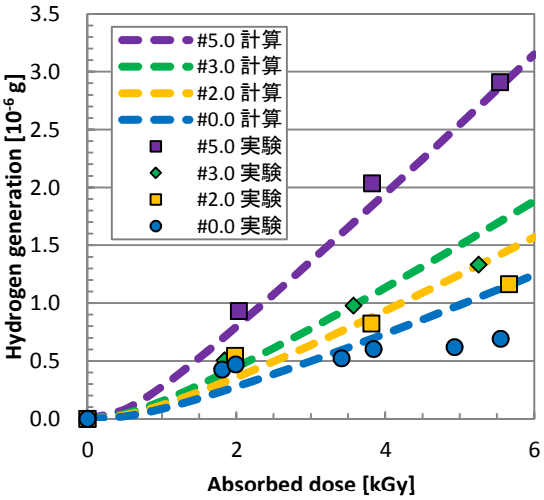


Fig.2 水素放出の計算値と実験値の比較

参考文献

[1] 永石隆二・井上将男・日野竜太郎・小川徹 (2014), “原子力施設での水の放射線分解による水素発生に関する工学的検討”，日本原子力学会「2014 秋の大会」E11

[2] David G. Goodwin, Harry K. Moffat, and Raymond L. Speth. Cantera: An object-oriented software toolkit for chemical kinetics, thermodynamics, and transport processes. http://www.cantera.org, 2014. Version 2.1.1.

謝辞

本研究の一部は経済産業省資源エネルギー庁委託事業「発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（水素安全対策高度化）」（平成 24～26 年度）の成果である。ここに謝意を表します。

*Ryo Furukawahara[1], Toru Ogawa[1], Masao Inoue[2] and Ryuji Nagaishi[2]

[1]Graduate School of Nagaoka University of Technology, [2]Japan Atomic Energy Agency

高温水のピコ秒パルスラジオリシス：スパー拡散過程における素反応

Picosecond pulse radiolysis study on elemental spur diffusion reactions in water at high temperatures

*室屋 裕佐[1]，吉田 哲郎[1]，金森 航[1]，勝村 庸介[2,3]，山下 真一[3]，古澤 孝弘[1]

[1]阪大産研，[2]日本アイソトープ協会，[3]東大院工

高温下における放射線化学反応は極めて高速に進行するため、高温高圧状態下でもピコ秒分解能で計測可能なパルスラジオリシスを構築し、ピコ～ナノ秒領域における水和電子測定から、空間的に不均一な初期反応過程（スパー拡散反応過程）における時間依存収量（G 値）や素反応を調べた。

キーワード：ピコ秒パルスラジオリシス、高温水、水和電子、G 値、スパー拡散反応

1. 緒言

軽水炉冷却水（亜臨界・超臨界水）のラジオリシスや構造材料界面における相互作用を把握することは、現行炉水化学の高度化および次世代炉（SCWR）水化学技術開発の基盤として重要である。高温ラジオリシス研究はこれまで定常照射法やナノ秒パルスラジオリシス法等で進められてきたが、室温よりも極めて高速化（短寿命化学種は更に短寿命化）するため直接的な観測は困難であった。ピコ秒パルスラジオリシスにより主な分解生成物である水和電子を直接追跡し、スパー反応過程における G 値や素反応を調べた。

2. 実験

フォトカソードライナック（照射ビーム源）、フェムト秒レーザ（分析光源）を用いたパルス・プローブ法に基づくピコ秒パルスラジオリシス装置を構築した[1]。ピコ秒からナノ秒の時間領域において、可視～近赤外領域の過渡吸収測定により水和電子の時間挙動を追跡した。

3. 結果と考察

照射後 60 ps における水和電子スペクトルを図 1 に示す。縦軸は $G\times\varepsilon$ $[(100eV)^{-1}M^{-1}cm^{-1}]$を示すが、吸収ピーク波長の $G\varepsilon_{max}$ は温度にあまり依存しなかった。モル吸光係数 ε_{max} は温度に依存しないことから[2]、G 値(60 ps)もほぼ一定であると考えられる。

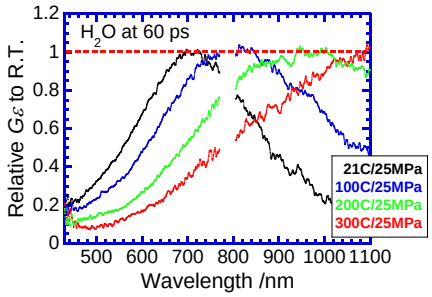


Fig. 1. Optical spectra (relative Gε at 60ps) of e^-_{aq} in neutral H_2O at elevated temperature.

異なる pH（中性、pH =11.4）において、水和電子の時間依存収量を測定した。室温と 300 ºC の結果を図 2 に示す。時間減衰は、室温では両 pH でほぼ同じであるが、300 ºC ではアルカリ下で遅くなった。OH^-によりプロトンが捕捉されるため（捕捉時間は ca.400 ps）、水和電子とプロトンのスパー反応（$e^-_{aq} + H_3O^+ \rightarrow H + H_2O$）が抑制されたと考えられる。スパー拡散モデルに基づく計算結果も合わせ、詳細を当日議論する。

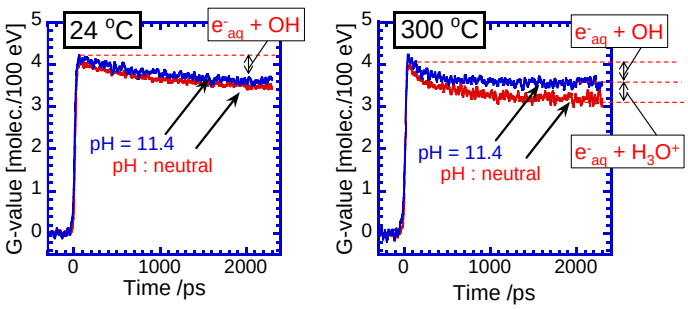


Fig. 1. Time behaviors of e^-_{aq} at different pH (neutral and basic (pH = 11.4) conditions). Left and right figure shows those at room temperature and at 300 ºC, respectively.

参考文献

[1] Y. Muroya, Y. Katsumura et al., *J. Phys. Chem. Lett.*, **1**, 331 (2010).

[2] A. J. Elliot, D. M. Bartels, Report AECL, (2009).

*Yusa Muroya[1], Tetsuro Yoshida[1], Wataru Kanamori[1], Yosuke Katsumura[2,3], Shinichi Yamashita[3], Takahiro Kozawa[1]

[1]ISIR, Osaka Univ., [2]Japan Radioisotope Association, [3]Sch. Eng., Univ. of Tokyo

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

[1N02-04] MA separation &Transmutation

Chair: Tsuyoshi Usami (CRIEPI)

Sat. Mar 26, 2016 11:10 AM - 12:00 PM Room N (Lecture Rooms C C202)

[1N02] Basic Research on the Realization of the Flexible Waste Management Method to Increase the Effectiveness of MA P&T Technology

＊Akihiro Suzuki[1], Atsushi Ohuchi[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Junichi Yamashita[3], Tetsuo Fukasawa[4], Kuniyoshi Hoshino[4] （1.NFD, 2.Kyushu Univ., 3.(Hitachi-GE), 4.Hitachi-GE）

11:10 AM - 11:25 AM

[1N03] Basic Research on the Realization of the Flexible Waste Management Method to Increase the Effectiveness of MA P&T Technology

＊tatsumi arima[1], yaohiro inagaki[1], akihiro suzuki[2], junichi yamashita[3], tetsuo fukasawa[4], kuniyoshi hoshino[4] （1.Kyushu university, 2.Nippon Nuclear Fuel Development, 3.retired Hitachi-GE, 4.Hitachi-GE）

11:25 AM - 11:40 AM

[1N04] Basic Research on the Realization of the Flexible Waste Management Method to Increase the Effectiveness of MA P&T Technology

＊Tetsuo Fukasawa[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Junichi Yamashita[2], Akihiro Suzuki[3], Yaohiro Inagaki[4], Tatsumi Arima[4] （1.Hitachi-GE, 2.(Hitachi-GE), 3.NFD, 4.Kyushu Univ.）

11:40 AM - 11:55 AM

©Atomic Energy Society of Japan

MA分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法実用化に向けた基礎的研究　(1)実用化に向けての課題と顆粒体製造

Basic Research on the Realization of the Flexible Waste Management Method to Increase the Effectiveness of MA P&T Technology

(1) Key Technologies toward Realization and Granule Production

*鈴木 晶大[1]，大内 敦[1]，稲垣 八穂広[2]，有馬 立身[2]，山下 淳一[3]，深澤 哲生[4]，星野 国義[4]

[1]日本核燃料開発，[2]九州大学，[3]元日立GE，[4]日立GE

マイナーアクチニド(MA)分離変換技術の有効性向上のため、技術確立までの期間、再処理高レベル廃液を安定かつ再生可能な形態で冷却貯蔵する柔軟な廃棄物管理法を提案した[1]。本法実用化の基礎研究課題を示し、そのうち顆粒体の一様性と熱伝導性確保について模擬廃液による仮焼体の微視的特徴から検討した。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、マイナーアクチニド分離変換、環境負荷低減、高レベル廃液、顆粒体製造

1. 柔軟な廃棄物管理法実用化の基礎研究課題

今後開発されるMA分離変換技術を最大限に活用し一層の環境負荷低減を実現するため、九州大学が平成25~26年度に実施した原子力システム開発事業「マイナーアクチニド分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の研究開発」では、使用済み燃料の再処理で発生する高レベル廃液をすぐにガラス固化するかわりに仮焼して顆粒体を製造し、金属製キャニスターに充填して冷却貯蔵し、MA分離変換直前に再廃液化を行うという柔軟な廃棄物管理法を提案し、フィージビリティスタディを行った[1]。これらの実用化開発研究として、顆粒体製造技術開発、顆粒体の熱伝導率・長期安定性等特性評価、廃液化再生技術開発を実施し、高密度充填による廃棄物減容を図り、潜在的有害度低減効果を明らかとすることが重要である。本シリーズ発表では、実用化研究を開始するにあたって重要な基礎的課題である(1)製造法開発に向けた仮焼体の微視的特徴と高密度化、(2)顆粒体の再溶解性、(3)有害度低減及び減容効果について述べる。

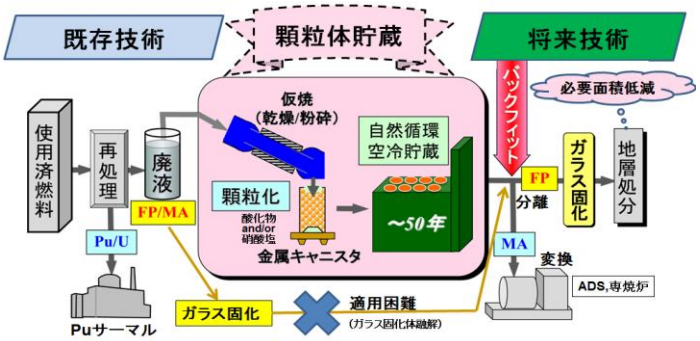


図１　柔軟な廃棄物管理法[1]

2. 顆粒体製造に向けた模擬廃液による仮焼体の性状と高密度化

模擬廃液を600℃に加熱して得られる仮焼体は、微視的に酸化物と硝酸塩の混合体となっていることが示されている[1]。仮焼温度選定については硝酸塩成分長期安定性、難溶性酸化物の生成防止、ルテニウムの蒸発防止の観点から今後開発を進めていくため、文献[1]と同等の組成の模擬廃液について、より広い温度範囲 300℃~900℃での仮焼によって得られる仮焼体の電子顕微鏡観察を進めたところ、いずれも微視的には酸化物、硝酸塩、及び若干の貴金属の混合体であり、温度に応じてその比率が大きく異なっていた。また、酸化物及び硝酸塩混合体の高密度化について調べるため、それぞれの主成分であるセリアと硝酸ナトリウム粉末の圧粉成形及び加熱成形を実施したところ、圧粉成形体の密度はいずれの混合比でも約70%であった。加熱成形については硝酸ナトリウムの融点以下での高密度化は見られず、融点を若干超えた温度での高密度化は混合比に依存して最大約75%となる事がわかった。

参考文献

[1]稲垣, 有馬, 深澤ら、日本原子力学会2015年秋の大会(静岡大)、E08, E09, E10

本報告は、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、九州大学が実施した平成26年度「マイナーアクチニド分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の研究開発」の成果を含みます。

*Akihiro Suzuki[1], Ouchi Atsushi[1], Yaohiro Inagaki[2], Tatsumi Arima[2], Junichi Yamashita[3], Tetsuo Fukasawa[4], Kuniyoshi Hoshino[4]

[1] NFD, [2] Kyushu-Univ., [3] (Hitachi-GE), [4]Hitachi-GE

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法実用化に向けた基礎的研究　(2)顆粒体の再溶解性

Basic Research on the Realization of the Flexible Waste Management Method to Increase the Effectiveness of MA P&T Technology

(2) Dissolution Process of Calcined Waste

*有馬　立身[1]，稲垣　八穂広[1]，鈴木　晶大[2]，山下　淳一[3]，深澤　哲生[4]，星野　国義[4]

[1]九州大学，[2]日本核燃料開発，[3]元日立 GE，[4]日立 GE

マイナーアクチニド(MA)分離変換技術の有効性向上のため、技術確立までの期間、再処理高レベル廃液を安定かつ再生可能な形態で冷却貯蔵する柔軟な廃棄物管理法を提案している[1]。本法の実用化基礎研究[2]課題のうち再廃液化を取り上げ、再廃液化時の残渣の分析とその溶解法の検討を行った。

キーワード：柔軟な廃棄物管理、MA 分離変換、環境負荷低減、高レベル廃液、顆粒体溶解

1. 模擬仮焼体再溶解試験

柔軟な廃棄物管理法[1]では、MA分離変換直前に再廃液化を行う。本法の実用化基礎研究課題[2]では顆粒体の再溶解性が挙げられており、本報告では、模擬廃液仮焼体の硝酸への溶解試験を実施した。

文献[1]と同等の組成の模擬廃液を400℃, 600℃, 800℃で仮焼したものを粉末化し、90℃の3M硝酸に80g/Lの割合で投入、24時間溶解させた。その結果、いずれの粉末もその大部分が溶解したが若干の沈殿物が見られた。沈殿物のSEM-EDS分析を行ったところ、金属元素としてCe, Mo, Zr, Ru, Pd, Sr, Ba, Ndが観察された。また、図1に示すように、数ミクロン以下のMo及びZrを含む部分、Pdを多く部分、Ce及びNdを含む部分が見られ、主成分はモリブデン酸ジルコニウムであり、他に、Pd貴金属相、Ce+Nd酸化物が存在し、これら3種類の物質の混合体であると考えている。

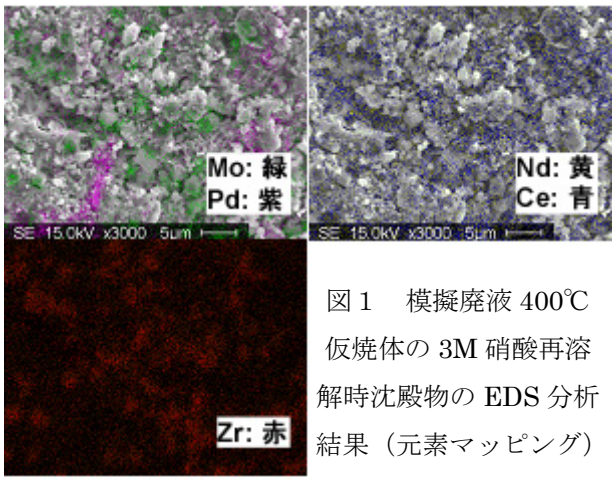


図１　模擬廃液 400℃仮焼体の 3M 硝酸再溶解時沈殿物の EDS 分析結果（元素マッピング）

2. 再溶解時残渣溶解試験

沈殿物の主成分であるモリブデン酸ジルコニウムは、高レベル廃液濃縮缶等でのスラッジ、あるいはデポジットの主成分であり、その溶解法としてアルカリ溶解を用いる方法[3]、及び過酸化水素水を用いる方法[4]が報告されている。再溶解試験における沈殿物に対して、常温の 0.8MNaOH のアルカリ溶解後、続けて常温の 8M 硝酸で溶解したところ、沈殿物はほぼ消失した。また、90℃に加熱した 0.4M 過酸化水素水と 6M 硝酸で 8h 溶解する方法によっても、沈殿物は消失した。いずれの場合も、液体を静置すると非常に細かい沈殿物がわずかに見られ、SEM-EDS 分析により、これらは Pd を主成分とした貴金属相の一部であると判断した。

参考文献

[1]稲垣, 有馬, 深澤ら、日本原子力学会 2015 年秋の大会(静岡大)、E08, E09, E10
[2]鈴木, 稲垣, 有馬ら、日本原子力学会 2016 年春の年会(東北大)、 1N02, 1N04
[3]近藤, 桂井, 鷲谷ら、日本原子力学会 2009 年秋の大会(東北大)、 K06
[4]小林, 宇佐, 塚田ら、日本原子力学会 2011 年春の年会(福井大)、 D22

本報告は、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、九州大学が実施した平成 26 年度「マイナーアクチニド分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の研究開発」の成果を含みます。

* Tatsumi Arima[1], Yaohiro Inagaki[1], Akihiro Suzuki[2], Junichi Yamashita[3], Tetsuo Fukasawa[4], Kuniyoshi Hoshino[4]

[1] Kyushu-Univ., [2] NFD, [3] (Hitachi-GE), [4]Hitachi-GE

MA 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法実用化に向けた基礎的研究　(3) 有害度低減及び減容効果

Basic Research on the Realization of the Flexible Waste Management Method to Increase the Effectiveness of MA P&T Technology　(3) Radiotoxicity and Volume Reduction Effects

*深澤哲生[1]、星野国義[1]、山下淳一[2]、鈴木晶大[3]、稲垣八穂広[4]、有馬立身[4]
[1]日立 GE、[2]元日立 GE、[3]日本核燃料開発、[4]九州大学

マイナーアクチニド(MA)分離変換技術の有効性向上のため、技術確立までの期間、再処理高レベル廃棄物を安定かつ再生可能な形態で冷却貯蔵する柔軟な廃棄物管理法を提案した[1]。本法の実用化基礎研究[2]の一環として、燃料サイクル状況変化に対する潜在的有害度低減効果及び廃棄物減容貯蔵効果を評価した。
キーワード：柔軟な廃棄物管理、マイナーアクチニド分離変換、環境負荷低減、有害度、減容

１．潜在的有害度低減効果

高レベル廃棄物処分の環境負荷に影響する燃料サイクル状況変化として再処理前冷却期間を選び、潜在的有害度を評価した。再処理容量 800t/年、40 年運転、使用済燃料(PWR)燃焼度 45GWd/t、MA 分離変換技術開発期間 40 年、柔軟廃棄物管理法開発期間 10 年とした。潜在的有害度は単位重量当りの使用済燃料中核種放射能を公衆の経口摂取による被曝線量に換算した。図１に使用済燃料(直接処分)、MA 含有ガラス固化体、MA 分離ガラス固化体の潜在的有害度、並びに柔軟な廃棄物管理法による再処理後 40 年間分のガラス固化体の潜在的有害度を示す。炉取出し 1000 年後のガラス固化体の潜在的有害度は再処理前冷却期間に依らず MA 分離により約 1/100 に低減される。柔軟な廃棄物管理法はガラス固化体の約 80%に MA 分離変換技術をバックフィットでき可能なため、燃料サイクル状況が変化しても環境負荷低減に大きく貢献する。

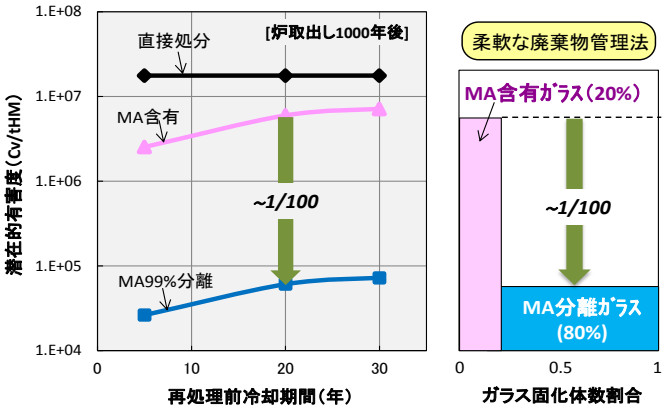
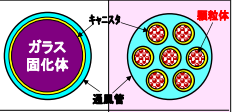


図１．潜在的有害度の低減効果

２．廃棄物貯蔵減容効果

廃棄物顆粒体はガラス材を含まないため、貯蔵キャニスタ内の充填密度を高く(～75%)し、貯蔵設備を減容できる可能性がある。高密度顆粒体は発熱密度が上がり最高温度が高くなるため、顆粒体の高密度化による熱伝導率の増大や再処理前冷却期間の影響を考慮して細径キャニスタを７本並置し、貯蔵設備概念設計をした。(図２)　廃棄物顆粒体最高温度は硝酸 Na の融点（275℃）以下とし、再処理 40 年間分の貯蔵設備容積はガラス固化体貯蔵の場合の約 66%に低減し、経済性の向上に寄与できる可能性のあることが分かった。

No	項　目	単位	ガラス固化体	高密度顆粒体
1	断面図	－		
2	廃棄物	－	FP/MA＋Na	FP/MA＋Na
3	その他含有物	－	ガラス材	空隙(空気)
4	キャニスタ内径	cm	42.0	10.8
5	キャニスタ本数	本	1	7
6	通風管外径	cm	60.0	60.0
7	廃棄物占有率	－	0.105	0.183 (1.75倍)
8	冷却空気占有率	－	0.371	0.648 (1.75倍)
9	水力等価直径	cm	12.0	14.6
10	中心最高温度	℃	＜500	＜275
11	冷却空気温度	℃	＜65	＜65

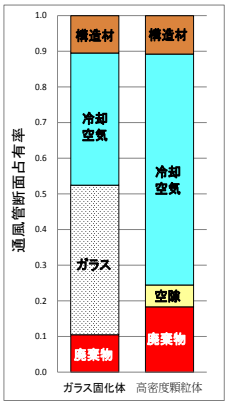


図２．高密度廃棄物顆粒体貯蔵設備仕様例

参考文献

[1]稲垣, 有馬, 深澤ら、日本原子力学会 2015 年秋の大会(静岡大)、E08, E09, E10
[2]鈴木, 稲垣, 有馬ら、日本原子力学会 2016 年春の年会(東北大)、 1N02, 1N03
本報告は、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、九州大学が実施した平成 26 年度「マイナーアクチニド分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の研究開発」の成果を含みます。

*Tetsuo Fukasawa[1], Kuniyoshi Hoshino[1], Junichi Yamashita[2], Akihiro Suzuki[3], Yaohiro Inagaki[4], Tatsumi Arima[4]
[1] Hitachi-GE, [2] (Hitachi-GE), [3] NFD, [4] Kyushu-Univ.

Oral Presentation | IV. Nuclear Fuel Cycle and Nuclear Materials | 406-1. Accountancy, Safeguards Technology

[1N01-01] Safeguards and Nuclear Material Accounting Technology

Chair: Yoshiki Kimura (JAEA)

Sat. Mar 26, 2016 10:30 AM - 10:50 AM Room N (Lecture Rooms C C202)

[1N01] Nondestructive estimation of Pu mass with ^{154}Eu gamma ray spectra in spent fuels

＊SHIGEMUNE OYA[1], Takanori Kameyama[1] （1.Tokai University）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

使用済燃料中 ^{154}Eu 放出γ線スペクトルによる Pu 質量の推定
−3次元中性子・光子輸送計算による Pu 定量法の検証−
Estimation of Pu mass with ^{154}Eu gamma ray spectra in spent fuels
-3D neutron and photon transport calculations and verification of Pu quantitative method-

東海大学　*大矢重宗，亀山高範

3次元中性子輸送・燃焼計算により高燃焼度まで燃料内の詳細な核種組成分布を求め、それらをもとに3次元光子輸送計算により核分裂性核種から放出されるγ線波高を取得し、Pu を定量する方法を検証した。

キーワード：計量管理、使用済燃料、SWAT3.1、PHITS2、連続エネルギーモンテカルロ法

1. 背景・目的

福島第一原子力発電所事故で発生した燃料デブリを取り出す際、燃料デブリに含まれる Pu などの核分裂性核種の質量を特定する必要がある(計量管理)。Pu から放出されるγ線エネルギー強度は低く、直接測定が困難であるため、過酷事故の燃料溶融過程でも揮発性の低い FP のうち ^{154}Eu から放出される高エネルギーγ線を計測することで Pu 質量を定量できるとされている[1]。^{154}Eu/Pu 比は減速材ボイド率に依存せず燃焼度でのみ決定され、溶融燃料中の Pu 量は ^{154}Eu/Pu 比と燃焼度によって推定される。本研究では、使用済燃料中 Pu の計量管理を目的として、軽水炉から健全に取出された燃料を対象に連続エネルギーモンテカルロ計算コードによる 3 次元中性子ならびに光子輸送計算を行い、^{154}Eu の特性γ線による Pu 定量法について計算機実験を行う。

2. 解析手法

計算機実験には、JAEA が開発した 3 次元連続エネルギーモンテカルロ法コードの、統合化燃焼計算コードシステム SWAT3.1[2] と重イオン輸送統合コードシステム PHITS2[3] を使用し、核データライブラリには JENDL-4.0 版を使用した。図 1 に Pu 質量導出のフローを示す。①燃焼計算の対象は、PWR17x17 高燃焼度燃料(以下 PWR 燃料)、BWR9x9 高燃焼度燃料(以下 BWR 燃料)の無限配列をそれぞれ選定した。②光子輸送計算の対象は、JAEA 原子力科学研究所にある燃料試験施設 RFEF[5] のα γコンクリート No.1 セルの計測実験体系とした。12 並列計算による高速化の結果、計算時間は燃焼計算で 81 時間、光子輸送計算は 336 時間であった。

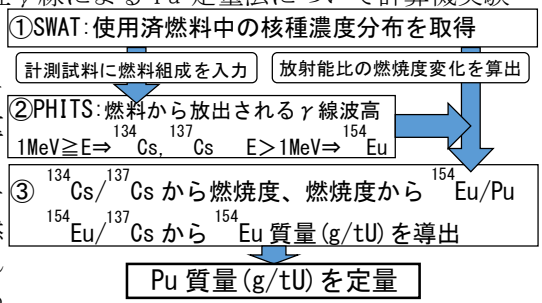


図 1. Pu 定量フロー.

3. 結果

①SWAT3.1 による PWR 燃料の燃焼計算から得た ^{154}Eu/Pu 質量比の燃焼度変化を図 2 に示す。ウラン燃料(以下 UO_2 燃料)中、ガドリニア添加ウラン燃料(以下 UO_2-Gd_2O_3 燃料)中の ^{154}Eu/Pu 質量比は共に炉内位置や炉形状に係らず、局所燃焼度によってのみ一意に変化したが、UO_2 燃料中と UO_2-Gd_2O_3 燃料では異なる関係式を示した。PWR 燃料の燃焼計算値について JAEA が公開しているデータベース SFCOMPO[6] 高浜原子力発電所 3 号機の標準燃焼度燃料実測値と比較し、Pu 質量について ^{238}Pu を除いて 10%以内、^{238}Pu 質量は 15%以内で一致した。燃焼計算は十分な精度を持っている。

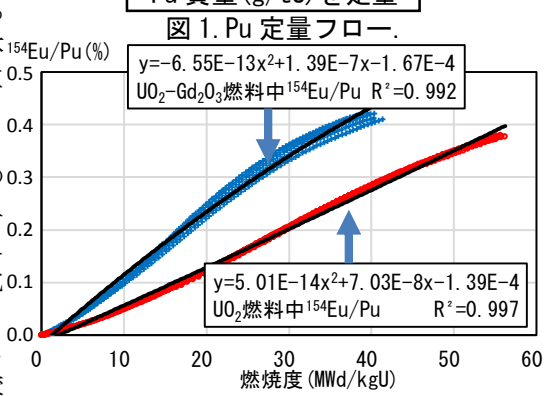


図 2. ^{154}Eu/Pu の燃焼度変化(PWR).

②燃焼計算により得られた PWR 燃料を 10 年冷却後、燃料から小片を取り出し、アルミ製試験管に封入し、燃料から放出されるγ線を PHITS2 により計算した。図 3 に燃料から放出されるγ線分布を示す。γ線は試験管から放出後、コリメートされ Ge 検出器に入射し、図 4 のγ線スペクトルが計測される。計測された ^{134}Cs・^{137}Cs・^{154}Eu の波高分布から ^{134}Cs/^{137}Cs、^{154}Eu/^{137}Cs 放射能比を求めた。

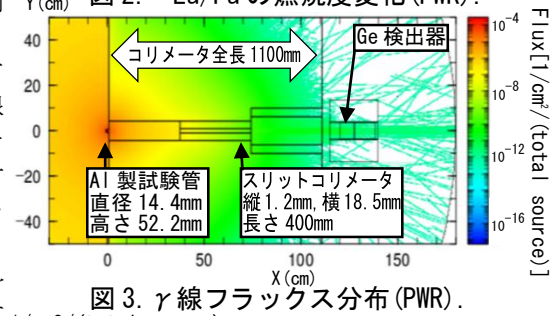


図 3. γ線フラックス分布(PWR).

③使用済燃料片から放出される各γ線から求めた放射能比を燃料取出直後に補正した値を、燃焼計算によって得た近似式に代入することで、^{134}Cs/^{137}Cs 放射能比から燃焼度を、^{154}Eu/^{137}Cs 放射能比から ^{154}Eu 質量をそれぞれ導出できる。得た燃焼度から図 2 の ^{154}Eu/Pu の燃焼度変化の近似式により、^{154}Eu/Pu 質量比を導出し、^{154}Eu 質量を除することにより Pu 質量を定量する。その結果、PWR 燃料の Pu 質量を約 10%以内の誤差で定量されることを確認した。BWR 燃料では Pu 質量を UO_2 燃料中で約 15%以内、UO_2-Gd_2O_3 燃料中は約 65%以内の誤差で定量されることを確認した。本計算機実験から ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{154}Eu から放射されるγ線を計測することで、実際に Pu 質量を定量できる見通しを得た。

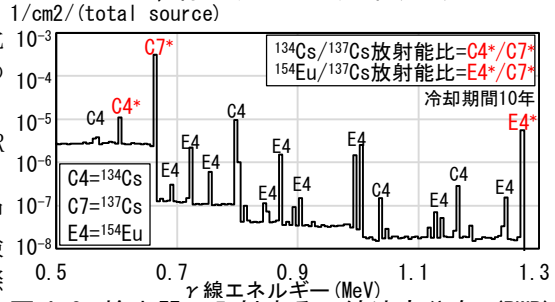


図 4. Ge 検出器に入射するγ線波高分布 (PWR).

参考文献: 1)JNST,vol.51,No1(2014). 2)JAEA,JAEA-Data/Code2009-002(2009). 3)JAEA,PHITSver2.80(2015).
4)JAEA,JAERI1348(2005).5)CRIEPI,L14003(2014).6)JAEA,JAERI-Data/Code,2001-020,SFCOMPO(2001).

*OYA Shigemune , KAMEYAMA Takanori.　Tokai Univ.

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

[1O01-03] optimization technique

Chair: Tetsuo Matsumura (CRIEPI)

Sat. Mar 26, 2016 10:00 AM - 10:45 AM Room O (Lecture Rooms C C201)

[1O01] Cross Section Adjustment Methods Based on Minimum Variance Unbiased Estimate

＊Kenji Yokoyama[1], Akio Yamamoto[2] （1.JAEA, 2.Nagoya Univ.）

10:00 AM - 10:15 AM

[1O02] Application of effective sub-space method to nuclear data integral testing

＊Go Chiba[1], Tadashi Narabayashi[1] （1.Hokkaido University）

10:15 AM - 10:30 AM

[1O03] Fuel Loading Pattern Optimization Using Exhaustive Search for Fresh Fuels and Iterated Local Search

＊Satomi Ishiguro[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] （1.Nagoya University）

10:30 AM - 10:45 AM

©Atomic Energy Society of Japan

最小分散不偏推定に基づく炉定数調整法

Cross Section Adjustment Methods Based on Minimum Variance Unbiased Estimate

*横山 賢治[1]，山本 章夫[2]

[1]原子力機構，[2]名大

最小分散不偏推定法に基づいて正規分布を仮定せずに炉定数調整法の理論式を新たに導出した。分散の最小化対象として、設計対象炉心核特性、炉定数セット、積分実験核特性を設定し、3 種類の理論式を導出した。

キーワード：炉定数調整法、最小分散不偏推定、最尤推定、ベイズの定理、正規分布、不確かさ、共分散

1. 緒言

従来の炉定数調整法及び拡張炉定数調整法[1]の理論式は、各種のデータの誤差が正規分布に従うことを仮定し、ベイズの定理により最尤推定法に基づいて導出される。一方、拡張炉定数調整法と等価な設計予測値を与える拡張バイアス因子法[2]は、正規分布のような特定の確率分布を仮定せずに分散を最小化することで導出される。このことは、正規分布の仮定がなくても炉定数調整法の理論式を導出できることを示唆している。このため、正規分布の仮定を用いずに、最小分散不偏推定法に基づいて炉定数調整法の理論式の導出を行った。

2. 理論

導出に用いる主な仮定は、最尤推定法に基づく炉定数調整法とほぼ同じであり、核データによる核特性の変化が感度係数を用いた 1 次近似で求められること、核データ誤差、積分実験誤差、解析モデル誤差が互いに独立であることである。ただし、誤差に関しては、各種のデータの誤差が正規分布に従うとはせずに、誤差にバイアスがないこと（不偏推定）及びその分散が有限であることのみを仮定する。この仮定の下で、炉定数調整後の(1)設計対象炉心核特性、(2)炉定数セット、(3)積分実験核特性の分散のトレース（対角成分の和）が最小になるような断面積セットを求めた。それぞれ、最小分散不偏推定に基づく拡張炉定数調整法（EA）、従来炉定数調整法（CA）、回帰炉定数調整法（RA）と呼ぶことにする。この結果、調整後の断面積セットT_xとして以下の式を導出した。

$$T_x = T_0 + B_x\left(G^{(1)}MG^{(1)T} + V_e^{(1)} + V_m^{(1)}\right)^{-1}\left(R_e^{(1)} - R_c^{(1)}(T_0)\right)$$

$$B_x = \begin{cases} G^{(1)+}\left(G^{(2)}G^{(1)+}\right)^{+}\left(G^{(2)}MG^{(1)T} + V_e^{(1)} + V_m^{(1)}\right) & (x = rigorous\text{-}EA) \\ MG^{(1)T} + G^{(2)+}V_m^{(12)T} & (x = simplified\text{-}EA) \\ G^{(1)+}G^{(1)}MG^{(1)T} & (x = rigorous\text{-}CA) \\ MG^{(1)T} & (x = simplified\text{-}CA) \\ G^{(1)+}\left(G^{(1)}MG^{(1)T} + V_m^{(1)}\right) & (x = rigorous\text{-}RA) \\ MG^{(1)T} + G^{(1)+}V_m^{(1)} & (x = simplified\text{-}RA) \end{cases}$$

ここで、T_0とMは調整前の断面積セットとその共分散、R_e、R_c、G、V_e、V_mは、それぞれ、実験値、計算値、感度係数、積分実験誤差、解析モデル誤差を表し、上付きの(1)、(2)、T、+は、それぞれ、積分実験炉心、設計対象炉心、転置行列、Moore-Penrose 型一般逆行列を表す。なお、導出において、$G^{(i)+}G^{(i)}\sim I$（ここで、Iは単位行列）の近似を用いたものを simplified 法、用いていないものを rigorous 法とした。

3. 考察

本稿において最小分散不偏推定法で導出した rigorous 法の式は、最尤推定法で導出された従来の式とは少し異なる。ただし、近似を用いた simplified 法の式は従来の式と完全に一致する。また、調整対象断面積の数が積分実験の数より小さい場合には rigorous-CA 法は最尤推定法に基づく従来の炉定数調整法の式と同一になる。

4. 結言

最小分散不偏推定法を用いて炉定数調整法の理論式を導出した。この導出方法は正規分布を仮定する必要がないので、誤差の分布に関して別の仮定を導入した新しい炉定数調整法の開発等への応用が期待できる。

参考文献

[1] J. Nucl. Sci. Technol. 49[12], pp.1165-1174 (2012), [2] J. Nucl. Sci. Technol. 44[12], pp.1509-1517 (2007)

*Kenji Yokoyama[1], Akio Yamamoto[2]

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

核データ積分テスト計算への実効部分空間法の適用

Application of Efficient Sub-Space Method to Nuclear Data Integral Testing

*千葉 豪[1]，奈良林 直[1]
[1]北海道大学

積分データによる核データの検証をより効率的に行うため有効部分空間法の概念を適用した。

キーワード：核データ，積分テスト，有効部分空間法，特異値分解

1. 背景　核データの精度を検証するうえで、核特性パラメータの実測値を用いたテスト（積分テスト）は極めて有用である。ICSBEP ハンドブックには 1,000 を超える臨界データが、また IRPhEP ハンドブック等にはスペクトル・インデックス（SI）などの多様なデータが収納されており、積分テストのための膨大なデータが蓄積されている。これらデータ全てを活用することは現実的で無いため、積分テストに有効なデータセットを抽出する必要がある。また、特定の核データの精度を議論する際にこれら既存の積分データがどの程度有効であるかを知ることも重要である。

2. 理論　個々の核データをお互いが直交するベクトルとし、それら核データベクトルが張る空間（核データ空間）を考える。積分データの感度をこの核データ空間のベクトルと見做すと、複数の積分データの感度ベクトルが張る空間はこの核データ空間の部分空間（積分データ空間）となる。仮にある核データベクトルが積分データ空間に含まれるならば、その核データベクトルは積分データベクトルによって記述可能、つまりその核データは積分データ群によって検証可能であることを意味する。一方、核データベクトルが積分データ空間のベクトルではない場合には、この核データベクトルの積分データ空間への直交写像ベクトルのノルムの大きさにより、この核データが積分データ群により「どの程度」検証可能かを定義できると考えた。積分データ直交空間を作成するため、複数の積分データの感度ベクトルが列ベクトルとなる感度行列を作成し、その行列に対して特異値分解を施し、特異値と左側特異ベクトルを得た。特異値の数が積分データ空間の次元、左側特異ベクトルが積分データ空間を張る直交ベクトル群に対応することとなる。

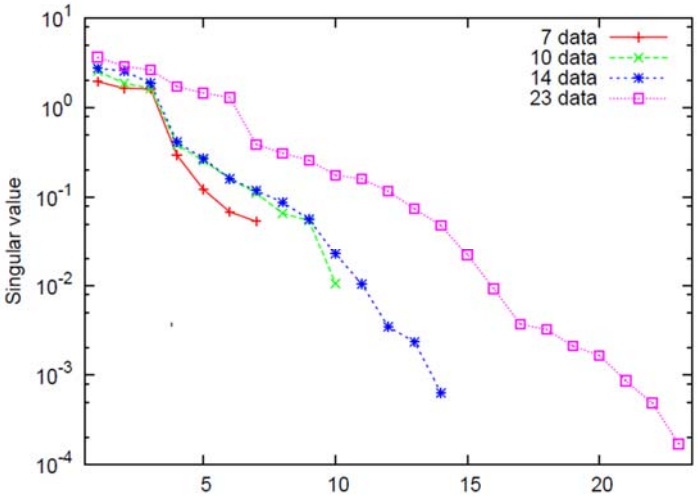


図 1、感度行列の特異値の分布

3. 適用例　高速中性子系の 14 の臨界データと 9 の SI データについて感度行列の特異値を計算した。感度は 1 群断面積に対するものとし、反応数は 8、核種数は 6 とした（核データ空間の次元は 48)。結果を図 1 に示すが、7 個の臨界データのみを使った場合（「7 data」）の特異値の分布に対して、臨界データを 3 個追加した場合（「10 data」)、7 個追加した場合（「14 data」)、SI データを含めて全てのデータを用いた場合（「23 data」）で、感度行列の次元が大きくなっていること、すなわち積分データ空間が拡張していることが分かる。また、SI データの追加が積分データ空間の拡張にとって有効となっていることが分かった。

*Go Chiba[1] and Tadashi Narabayashi[1]
[1]Hokkaido　Univ.

新燃料配置全数探索および局所反復探索を用いた燃料装荷パターン最適化

Fuel Loading Pattern Optimization Using Exhaustive Search for Fresh Fuels and Iterated Local Search

*石黒 諭美[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学,

新燃料配置については、すべての組み合わせを考慮する全数探索を実施し、それぞれの新燃料配置に対して燃焼燃料の配置を局所探索する手法を PWR 炉心燃料配置の最適化に適用した。

キーワード：最適化、燃料装荷パターン、全数探索、局所反復探索

1. 緒言

燃料装荷パターンの探索は通常、エンジニアの広範囲にわたる試行錯誤にて行われることが多い。燃料装荷パターン最適化は、組み合わせ最適化問題の範疇に所属する問題である[1)]。しかしながら装荷されている燃料集合体の組み合わせ総数が膨大、つまり探索空間が広いことから、全数探索は非現実的である。したがって、これまでには焼きなまし法を初めとする確率的探索法や、エンジニアの経験や知識を取り入れた探索法などが試みられてきた。しかし、これらのいずれの方法も、解空間を網羅的にカバーすることは難しいという問題が残っていた。そこで、本研究では、全数探索の網羅性をできるだけ活かした最適化手法を提案する。具体的には、炉心特性への影響が大きい Gd 新燃料配置については全ての組み合わせを考慮する全数探索を実施し、その後それぞれの Gd 新燃料配置に対して燃焼燃料の配置を局所探索するという手法である。この方法では Gd 新燃料について全数探索を行うことで解空間を網羅的に探索し、それによって有力な解空間を見出すことを目指している。本発表では燃焼計算を含んだ PWR 炉心に対して本手法を適用した結果を報告する。

2. 計算手法

提案手法では、以下に示すステップに従って燃料装荷パターンを探索する。

準備：本研究では、UO2 新燃料の配置を炉心の最外周に固定する。

① Gd 新燃料配置について全てのパターンに通し番号（No.1～）をつける。本研究では Gd 配置は 1815 通りである。

② Gd 配置 No.1 を Gd 新燃料配置としてセットする。その後、燃焼燃料をランダムに配置し、局所探索のための初期配置とする。

③ ステップ 2 で得た初期配置からランダムに燃焼燃料を 2 体交換する。

④ ステップ 3 で得た配置の炉心特性を評価する。ステップ 3 で得た配置が優れていたらステップ 3 で得た配置を採用する。ステップ 3 で得た配置が以前の配置より悪化していたらステップ 3 で燃焼燃料を交換する前の配置に戻す。ステップ 3-4 をくり返し、局所反復探索を行う。(本研究では 1000 回)

⑤ ステップ 2 に戻り、次の Gd 配置（Gd 新燃料配置 No.2）について同様のステップを、全ての Gd 新燃料配置に対して繰り返す。

3. 検証計算

提案手法の妥当性確認のため、3 ループ PWR 炉心を評価対象とし、燃料配置の探索を行った。燃焼を通じた炉心特性は、2 群拡散計算を用いて評価した。目的関数は、燃焼を通じた出力ピーキング係数の最大値であり、この目的関数を最小化する燃料配置を探索する。炉心には、新燃料として UO2 燃料 24 体、Gd 新燃料 28 体を装荷している。

4. 結果

Gd 新燃料配置ごとに実施した局所探索の結果得られた炉心の出力ピーキング係数のヒストグラム(全数 1815)を図 1 に示す。図 1 より、特定の Gd 新燃料配置のみが優れた炉心特性をもつ解に行き着く可能性を有していることが分かる。同時に、適切な燃料配置に至る可能性が極めて低い Gd 新燃料配置が存在することも読み取れる。つまり、そのような Gd 新燃料配置に対しては詳細な探索が不要であることが分かる。今後の展望として、有望な Gd 新燃料配置について、燃焼燃料の段階的全数探索を行うなど、最適解の期待できる解空間を網羅的に探索する手法を検討している。

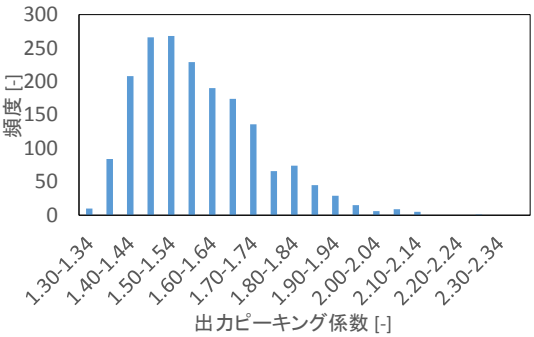


図 1 Gd 新燃料配置ごとの出力ピーキング係数

参考文献

1) K. ISHITANI, M. ADACHI, J. UENO, A. YAMAMOTO, ”Development of Multi-Stage Stochastic PWR Loading Pattern Search Code SAMPLS,” Advances in Nuclear Fuel Management IV (ANFM 2009) Hilton Head Island, South Carolina, USA, April 12-15, 2009, (2009) [CD-ROM]

*Satomi Ishiguro[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

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

[1O04-08] calculation model advancement 1

Chair: Tomohiro Endo (Nagoya Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 10:45 AM - 12:00 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[1O04] Mathematical Consideration of Neutron Linear Diffusion Equation Describing Nuclear Fission Chain Reaction

＊Hiroki Sakamoto[1] （1.TRANSNUCLEAR, LTD.）

10:45 AM - 11:00 AM

[1O05] Rigorous Reactor Kinetics Equations Applicable to Large Reactivities

＊Yoshihisa Tahara[1], Takanori Kameyama[1] （1.Tokai University）

11:00 AM - 11:15 AM

[1O06] Development of reactor dynamics method for HTGR under JAEA/INL collaborative research

＊Yuki Honda[1], Hiroyuki Sato[1], Shigeaki Nakagawa[1], Paul Bayless[2], Gerhard Strydom[2], Robin Baker[2], Hans Gougar[2], Nariaki Sakaba[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Idaho National Laboratory）

11:15 AM - 11:30 AM

[1O07] Temperature dependence of temperature coefficient and void coefficient of reactivity for dilute plutonium solutions

＊Tomoaki Watanabe[1], Takao Kashima[1], Yuichi Yamane[1] （1.JAEA）

11:30 AM - 11:45 AM

[1O08] Energy released in criticality accident by instantaneous reactivity insertion to the system with non-linear temperature feedback

＊Yuichi Yamane[1] （1.JAEA）

11:45 AM - 12:00 PM

©Atomic Energy Society of Japan

核分裂連鎖反応を記述する中性子線形拡散方程式の数学的考察

Mathematical Consideration of Neutron Linear Diffusion Equation Describing Nuclear Fission Chain Reaction

*坂本　浩紀[1]
[1]トランスニュークリア 株式会社

線形モデルで扱える増殖が起こる例として、核分裂連鎖反応について述べる。

キーワード：線形モデル、増殖、核分裂連鎖反応

1. 緒言

^{235}U などの原子核は、中性子 1 個を吸収すると不安定になり分裂する。そのときに平均 ν 個の中性子が飛び出すとする。^{235}U の核分裂では、2〜3 個の中性子が放出される。ウラン原子の核分裂で飛び出した中性子が、また別の原子核に吸収され、同様のことがくり返されることで連鎖反応が起こる。単位時間当たり平均 p 回の核分裂反応が起こるとすると、1 つの中性子は、単位時間後には $a = p(\nu - 1)$ 個に増殖する。中性子の密度を $u(x,t)$ と表わす。連鎖反応による増殖率は $\alpha = \log a$ と与えられる。空間次元は 1 とし、反応は領域 $0 < x < L$ で起こるとする。中性子は領域の外へ拡散すると吸収材に吸収されて消滅するとする。すなわち、吸収境界条件

$$u(0,t) = u(L,t) = 0, \qquad (\forall t \geq 0)$$

を課す。拡散係数を D（正の定数）とすると、中性子密度 $u(x,t)$ は次の反応拡散方程式[1]で支配される。

$$\partial_t u = D\partial_x^2 u + \alpha u \tag{1.1}$$

2. 解の構造

まず $u(x,t)$ の定常分布 $\psi(x)$ を求める。(1.1)で時間変化を 0 とすると、定常分布を求める式

$$\frac{d^2}{dx^2}\psi = -\mu\psi, \qquad (\mu = \alpha/D) \tag{1.2}$$

を得る。$\mu(>0)$ は「固有値」の意味をもつ。(1.2)の自明でない（$\psi \equiv 0$ でない）解は

$$\psi(x) = C\sin\left(\sqrt{\mu_1}x\right), \qquad \mu_1 = (\pi/L)^2 \tag{1.3}$$

である。ただし、C は正の定数である。μ_1 より大きい固有値 $\mu_j = (j\pi/L)^2$ $(j = 2,3,\cdots)$ に対応する固有関数は、密度 $\psi(x)$ が負になるところができるので除外する。

ここで、Debye 遮蔽（プラズマが内部の電界を空間的に遮蔽する効果）を考える。粒子分布の構造を決める式は

$$\frac{d^2}{dx^2}\psi = \mu\psi \tag{1.4}$$

である。これを(1.2)と比較すると、右辺の係数の符号が反対であることに気づく。両者に共通な左辺の作用素 $-d^2/dx^2$ は正の固有値 $(j\pi/L)^2$ $(j = 1,2,\cdots)$ しかもたないので、(1.4)は「固有値のない側」で解を探していることになる。実際、境界条件を $\phi(0) = \phi(L) = 0$ とすると、自明な解 $\phi \equiv 0$ しか得られない。(1.4)が構造をもった解を与えるのは、自明でない境界条件を与えた場合、すなわち外的な作用を加えた場合だけである。これに対して、増殖のモデル(1.2)は外的な作用に関わりない固有の構造を与える。ただし、それはパラメータ $\mu = \alpha/D$ が固有値 $\mu_1 = (\pi/L)^2$ と一致するという条件が満たされねば発生しない。この条件は、増殖率、拡散係数、系のスケールの間に一定の関係を求めていることがわかる。

時間変化について考えると、固有値の意味がさらに明確になる。(1.1)の両辺に $u(x,t)$ をかけ、全領域 $(0,L)$ にわたって積分すると

$$\frac{1}{2}\frac{d}{dt}\int_0^L u(x,t)^2 dx = D\left[-\int_0^L \left(\partial_x u(x,t)\right)^2 dx + \mu\int_0^L u(x,t)^2 dx\right]$$

を得る。右辺は $\mu < \mu_1 = (\pi/L)^2$ である限りは正にならない。この場合、定常状態（左辺の時間微分= 0）となるのは $u \equiv 0$ のときだけである。したがって「エネルギー積分」 $\frac{1}{2}\int_0^L u(x,t)^2 dx$ は単調に減少し、$u \equiv 0$ に漸近する。逆に $\mu > \mu_1$ の場合には、最初にわずかなゆらぎがあると $(u \not\equiv 0)$、連鎖反応が粒子数をどんどん増加させる。μ が固有値 μ_1 に一致する場合が臨界である。定常解(1.3)は任意定数 C を含む。

参考文献

[1] A.G. Osborne and M.R. Deinert, Annals of Nuclear Energy 62 (2013) 269–273.

*Hiroki Sakamoto[1]
[1]TRANSNUCLEAR, LTD.

大きな反応度を厳密に扱える原子炉動特性方程式
－核分裂連鎖反応の基本的概念に基づいた導出と検証計算－

Rigorous Reactor Kinetics Equations Applicable to Large Reactivities
－Derivation based on the concept of a fission chain reaction and Verification Calculations－

東海大学　*田原義壽、　亀山高範

核分裂連鎖反応の基本的な概念である、中性子サイクル、中性子寿命および中性子増倍率を基に微小な反応度から即発臨界以上の大きな反応度まで連続的に取り扱うことのできる厳密な動特性方程式を導出した。検証計算の結果、中性子密度の計算精度は1%以下であった。

キーワード：原子炉動特性、核分裂連鎖反応、中性子サイクル、中性子寿命、増倍率、軽水炉、高速炉

１．はじめに

原子炉の事故で最も厳しい条件は、全制御棒価値に相当する反応度が添加される様な過酷な事象である。このため、通常運転における小さな正の反応度から異常な過渡変化または事故時における即発臨界を大きく超えるような反応度まで連続的に取扱える動特性方程式を導出することおよびその精度を確認することが本研究の目的である。

２．拡張された動特性方程式

中性子連鎖反応においては、ある時刻tから中性子寿命だけ経過した後の中性子数は実効増倍率(k_{eff})で決まり、その偏差$\Delta n=(k_{eff}-1)n$は、時刻tにおける微分$dn=(dn/dt)\Delta t;\Delta t=\ell$とは異なる。これら$\Delta n$と$dn$の差は、$k_{eff}$が1.0に近い場合は無視しうる量であり、従来の動特性方程式が成り立つ。しかし、大きな添加反応度を取扱う場合には、この差はk_{eff}とともに大きくなり無視できなくなる。体系の中性子数の変化率はdn/dtであることと有限の中性子寿命間での中性子数の増加量を両立させるためには動特性方程式の修正が必要となる。2階微分以上を用いてk_{eff}による中性子源項に修正項Wを導入することにより、ステップ状反応度添加に対し下記連立方程式を得た。

$$\frac{dn}{dt}=\frac{(\rho-\beta_{eff})k_{eff}-W(\omega)}{\ell}n(t)+\sum_{i=1}^{6}\lambda_i C_i(t)\,,\quad W(\omega)=e^{\ell\omega}-\{1+(\ell\omega)\} \tag{1}$$

$$\frac{dC_i}{dt}=\frac{\beta_{i,\,eff}}{\ell}k_{eff}n(t)-\lambda C_i(t) \tag{2}$$

ただし、反応度の定義は$\rho=(k_{eff}-1)/k_{eff}$である。また、ωは式(1)、(2)を常に同時に成立させるSelf-consistentωであり、添加反応度に対して繰り返し計算で求められる。

３．計算精度の評価

検証計算をLWR(β_{eff}=0.0065)およびLMFBR(β_{eff}=0.0042)の両体系に対して遅発中性子6群で行った。遅発中性子定数はKeepinのデータを用い、中性子寿命は典型的な値としてLWRで15(μs)、LMFBRで0.4(μs)とした。事故時の中性子密度nは初期値n_0の10^{15}倍までを考えれば十分である。ステップ状に正の反応度を添加後、参照解(動特性繰り返し計算)のn/n_0がこの値をとる時点で、式(1)、(2)および従来の動特性方程式による計算結果の参照解に対する誤差を図1に示す。従来の動特性方程式はk_{eff}が即発臨界近傍までは精度良く成り立つが、即発臨界を超えると実効増倍率の増加に伴って誤差が増大し、k_{eff}=1.07では約200%に達する。これに対して式(1),(2)の結果は即発臨界を超える大きな反応度添加に対しても1%以下の誤差であり、新たに導かれた動特性方程式は炉型によらず、任意の正の反応度添加に対して連続的に適用可能であることが示された。

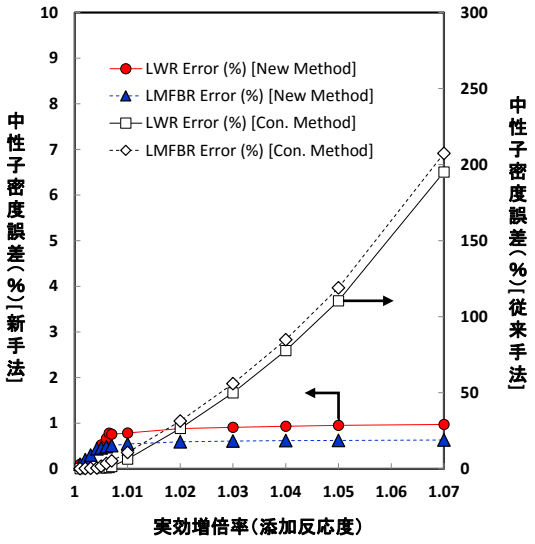


図１ 中性子密度計算精度評価（正の反応度添加）

*Yoshihisa Tahara and Takanori Kameyama
Tokai Univ.

高温ガス炉のための動特性評価手法の開発（JAEA/INL 共同研究）

Development of reactor dynamics method for HTGR under JAEA/INL collaborative research

*本多 友貴[1]，佐藤 博之[1]，中川 繁昭[1]，Paul Bayless[2]，Gerhard Strydom[2]，
Robin Baker[2]，Hans D. Gougar[2]，坂場 成昭[1]
[1]原子力機構，[2]アイダホ国立研究所

原子力機構は、米国アイダホ国立研究所（INL）と共同で、炉心入口と炉心出口の冷却材の温度差が大きく、過渡時の温度挙動が複雑となる高温ガス炉の動特性評価手法の構築を目指す研究を開始した。解析コード及びモデルの概要、並びに HTTR 炉心流量喪失試験（LOFC 試験）のシミュレーション結果を示す。

キーワード：高温ガス炉、HTTR、RELAP5、炉心流量喪失試験（LOFC 試験）

1. 緒言

原子力機構と米国アイダホ国立研究所（INL）は、日本の高温工学試験研究炉（HTTR）、米国の炉外試験装置（HTTF）等の試験データ（公開資料）の相互活用により、高温ガス炉用シミュレーション手法の検証・高度化を目指した協力研究を開始した。本研究は、炉心入口と炉心出口の冷却材の温度差が大きく過渡時の温度挙動が複雑となる高温ガス炉のための動特性評価手法の構築及び HTTR の炉心流量喪失試験（LOFC 試験）データを用いた検証を目指す。本報では、使用するコード及びモデルの概要、並びに HTTR の LOFC 試験のシミュレーション結果を示す。

2. 解析コード及び HTTR モデル

現在 INL では、3 次元核熱結合解析コード PHISICS/RELAP5-3D の開発を進めている。RELAP5-3D コード[1]は熱流動特性評価を行い、INSTANT コード[2]は炉心核特性評価を行う。PHISICS コードは核熱結合手法に基づき、両コードより 3 次元出力分布、温度分布を算出する。JAEA が所有する RELAP5-3D コード用 HTTR モデルは、各構造物の温度及び炉心流量喪失時の径方向への熱移動をより適切に再現するため、2 つのモデル（燃料スリーブ内を物質毎に分割した詳細モデルと、炉心を径方向に 4 分割した炉心リングモデル）を組み合わせ、さらに 2 つのモデル間での熱移動を考慮することができる(ユニットセルモデル[2])。現在、このユニットセルモデルを含む PHISICS/RELAP5-3D コード用 HTTR モデルの構築を行っている。

3. RELAP5 コードを用いた LOFC 試験のシミュレーション

HTTR の炉出力 9MW（定格出力の 30%）での LOFC 試験を対象として、RELAP5-3D コード用 HTTR モデルを用いたシミュレーション（1 点炉動特性評価）を実施した。解析は、原子炉入口冷却材流量を境界条件とし、ドップラー反応度、減速材反応度、Xe 反応度を考慮した。

4. 解析結果

1 点炉動特性解法を用いた場合のシミュレーション結果を図 1 に示す。1 次ヘリウム流量が喪失することで、炉内温度変化が生じるが、大きな負の反応度により、出力及び燃料温度が静定する。高温ガス炉の炉心は、約 400℃ の低温部から約 1300℃ の高温部までの温度分布があり、冷却流量が喪失した場合には、複雑な温度挙動となることが予想される。その過渡挙動の適切な評価のためには、3 次元核熱結合評価が必要と考えられる。今後、JAEA と INL の共同研究により、高温ガス炉のための高精度動特性解析評価手法の構築を目指す。

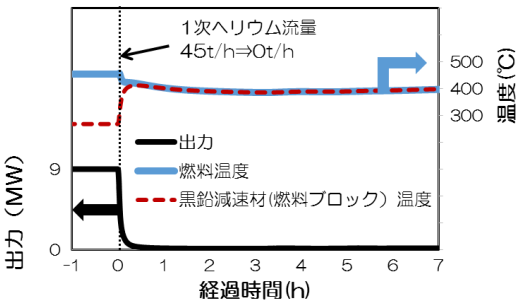


図 1　強制循環喪失試験（LOFC 試験）シミュレーション結果

参考文献

[1] RELAP5-3D© Code Manual, Vol.1-5, Rev. 3, INEEL-EXT-98-00834(2009).

[2] G. Strydom et al., INL/EXT-13-30176 (2013).

* Yuki Honda[1], Hiroyuki Sato[1], Shigeaki Nakagawa[1], Paul Bayless[2], Gerhard Strydom[2], Robin Baker[2], Hans D. Gougar[2], Nariaki Sakaba[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Idaho National Laboratory

希薄プルトニウム溶液の反応度温度係数及びボイド係数の温度依存性

Temperature dependence of temperature coefficient and void coefficient of reactivity for dilute plutonium solutions

*渡邉 友章，鹿島 陽夫，山根 祐一
日本原子力研究開発機構　安全研究センター

溶液燃料の沸騰を伴う臨界事故時の核分裂数評価手法の整備のため、希薄プルトニウム溶液体系の反応度温度係数・反応度ボイド係数の温度依存性を解析により調査した。その結果、沸騰時出力の評価精度について、温度依存性の考慮により 10%程度の向上が期待できることが分かった。

キーワード：希薄プルトニウム溶液，反応度温度係数，反応度ボイド係数，臨界事故，沸騰

1. 緒言

溶液燃料は一般的に負の反応度温度係数を持つが、希薄なプルトニウム溶液の反応度温度係数は正もしくは負でも絶対値が小さくなり得ることが指摘されている。こうした体系の臨界事故では、温度上昇によるフィードバック反応度で事故が収束せず、溶液が容易に沸騰に達するため、核分裂数が大きくなる可能性がある。再処理施設の重大事故の一つとして、臨界事故評価では正確な核分裂数・出力の解析が必要なため、溶液が常温から沸点まで変化する際の、フィードバック反応度の温度依存性の考慮が重要となる。本研究では、希薄プルトニウム溶液の反応度温度係数及びボイド係数の温度依存性を調査した。

2. 計算条件

体系はプルトニウム同位体比 ^{239}Pu:^{240}Pu:^{241}Pu=71:17:12 の希薄プルトニウム溶液の円柱体系とし、臨界計算には SRAC/TWODANT コード、断面積ライブラリには JENDL-4.0 を用いた。温度 25℃、ボイド率 0%を基準条件とし、いくつかのプルトニウム濃度、円柱半径に対してまず臨界となる液位(高さ)を求め、そこから温度及びボイド率を変化させて臨界計算を行った。なお、温度変化においては、中性子断面積の変化、体積の変化(高さ方向への膨張)、溶液密度の変化を考慮した。溶液密度は SST 式[1](適用範囲 20℃~60℃)で与え、60℃以上においては外挿により推定した値を用いた。

3. 結果

ボイド係数の温度依存性の一例として、円柱半径 50cm、プルトニウム濃度 13g/L の体系で、温度が 25℃と 100℃の条件でボイド率を上昇させたときのボイド率 0%からの反応度差と両者の相対差異(100℃-25℃)を図 1 に示す。100℃のボイド反応度は 25℃の値よりも 10~15%負に大きい。仮に 100℃の値を事故解析に用いると、沸騰時出力は初期温度の値を用いる従来の方法よりも 10~15%低い値となる。このことから、適正な温度での反応度係数を用いることで、核分裂数等の評価精度の向上が期待できる。今後、実際に臨界事故解析手法を用いて、本検討で得られた温度係数・ボイド係数の温度依存性の核分裂数・出力への影響を評価する予定である。

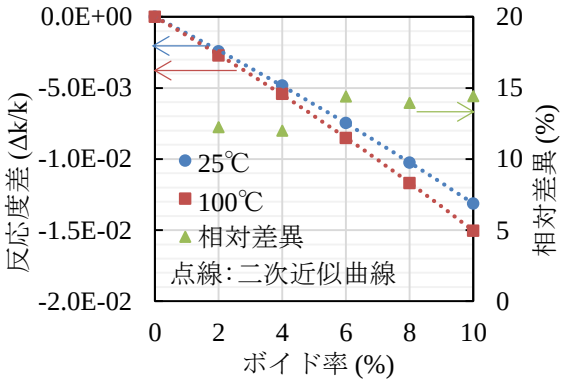


図 1　25℃と 100℃におけるボイド反応度とその相対差異(100℃-25℃)

参考文献

[1] S. Sakurai and S. Tachimori, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 33, p.187 (1996).

*Tomoaki Watanabe, Takao Kashima and Yuichi Yamane
Japan Atomic Energy Agency

非線形の温度フィードバックを有する体系の瞬時反応度添加による臨界事故時放出エネルギー

Energy released in criticality accident by instantaneous reactivity insertion to system with non-linear temperature feedback

*山根祐一
日本原子力研究開発機構

非線形の温度フィードバック反応度を有する体系を対象として、瞬時反応度添加の臨界事故で放出される核分裂エネルギーを添加反応度等の関数として表す式を、一点炉動特性方程式に基づいて導出した。一点炉動特性コードAGNESによる数値計算の結果と比較し、両者の差が添加反応度に応じて数十%～4%程度であることを確認した。

キーワード：臨界事故、エネルギー、非線形温度フィードバック反応度、瞬時反応度添加、AGNES

1. 緒言　臨界事故時の公衆の被ばくを評価するためには、核分裂により生成される放射性物質の量が重要であり、このため、臨界事故時の総核分裂数の評価が必要となる。出力の第１ピークにおいて生成された遅発中性子先行核が中性子源となって、第１ピークに続く出力単調減少[1]を主導するとの考えに基づいて必要な条件を設定し、出力単調減少時に出力 n(W)が満たすべき一点炉動特性方程式の解析解を求めた。この成果は臨界によるリスク評価を効率よく行う手法の開発に資する。以下では、エネルギーの単位（J）で議論するが、核分裂あたりのエネルギーは約 200MeV であり、この関係（3.2×10^{-11} J/fission）を用いればエネルギーは容易に核分裂数に換算できる。

2. 方程式の導出　瞬時に反応度ρ_0（＞＞1$）が添加され、反応度フィードバックは温度上昇のみ（上昇温度の２次関数）とする。核燃料から容器等への熱の移動は無視できる程度とする。出力単調減少時には、第１ピークにおいて過剰に生成された遅発中性性先行核の崩壊で生じる中性子によって出力が維持される準定常状態にあると考え、一点炉動特性方程式の dn/dt はその他の項に比べて小さく、無視できると仮定した。その結果得られる方程式を全放出エネルギー E(J)について解析的に解くと、第１ピークで生じた核分裂エネルギーを E_p(J)[2]、反応度温度係数をα_1(1/℃), α_2(1/℃²)、熱容量の逆数を Kと(℃/J)して、反応度添加時からの時刻 t(s)までに放出された核分裂エネルギーE(J)はこれらの関数として表される。

$$E=\left(-\frac{q}{2}+\sqrt{\left(\frac{q}{2}\right)^2+\left(\frac{p}{3}\right)^3}\right)^{1/3}+\left(-\frac{q}{2}-\sqrt{\left(\frac{q}{2}\right)^2+\left(\frac{p}{3}\right)^3}\right)^{1/3}$$

$$p=-3\left(\frac{\rho_0-\beta}{\alpha_2K^2}+\frac{A^2}{K^2}\right),\qquad q=-\frac{3F}{\alpha_2K^2}+\frac{3(\rho_0-\beta)}{\alpha_2K^3}+\frac{A^3}{K^3},$$

$$F=\frac{1}{3}\alpha_2K^2E_p{}^3+\frac{1}{2}\alpha_1KE_p{}^2-(\rho_0-\beta)E_p+E_p\sum\beta_i\left(1-e^{-\lambda_i t}\right),$$

$$E_p=\frac{1}{\sqrt{\alpha_2}K}\left[\sqrt{12\left(\rho_0-\beta+\alpha_2A^2\right)-3\alpha_2A^2}-\frac{1}{3}\sqrt{\alpha_2A^2}\right].$$

… Eq.1.　ここで、$A=\alpha_1/2\alpha_2$、ρ_0：添加反応度、β：遅発中性子割合である。

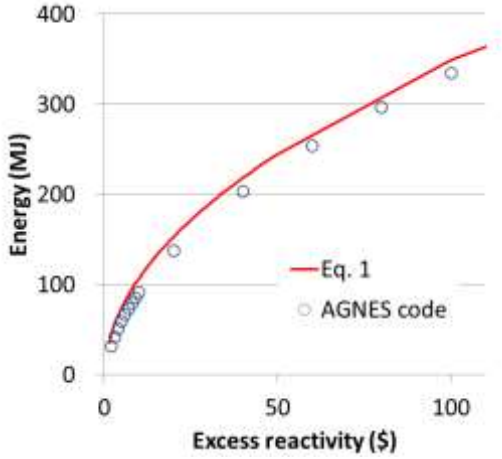


図１：エネルギーの解析解及び数値計算結果の比較

３．計算結果　TRACY のステップ状反応度添加実験[3]のデータに式１（t = ∞とした）を適用した。一点炉動特性コードAGNES[4]による数値計算結果（t = 10000s）と比較したところ、図１に示すように、超過反応度の十分広い範囲（2～100$）に対して、両者は概ね近い値を示した。その差は超過反応度が大きくなるほど小さくなり、ρ_0= 3$で 33%、$\rho_0$= 100$で 4%程度であった。数値計算の結果示される、全放出エネルギーの超過反応度に対する非線形的な振る舞いを、式１の解析結果は概ね再現している。

参考文献　[1] Yuichi Yamane, ISBN 978-953-51-0042-3,pp159-174(2012). [2]日本原子力学会 2015 春の年会予稿集 J25 (2015).　[3] Miyoshi,et al.,NEA No.6285(2009).　[4] Nakajima,et al.,JAERI-Data/Code2002-004 (2002).

*Yuichi Yamane
Japan Atomic Energy Agency.

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

[1O09-12] calculation model advancement 2

Chair: Go Chiba (Hokkaido Univ.)

Sat. Mar 26, 2016 2:45 PM - 3:50 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[1O09] Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (6)

＊Tetsuo Matsumura[1] （1.CRIEPI）

2:45 PM - 3:00 PM

[1O10] Development of Whole-Core Monte Carlo Analysis Method with Neutron Current Connection Method

＊Michitaka Ono[1], Motoo Aoyama[1], Takeshi Mitsuyasu[1], Tetsushi Hino[1] （1.Hitachi, Ltd.）

3:00 PM - 3:15 PM

[1O11] Development of a New Statistical Geometry Model using the Delta-Tracking Method

＊Takahiro Koide[1], Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1] （1.Nagoya University Graduate School of Engineering Department of Material, Physics and Energy Engineering）

3:15 PM - 3:30 PM

[1O12] Delayed neutron fraction repartition per precursor group wighted by Iterated Fission Probability

＊Yasushi Nauchi[1] （1.Central Research Institute of Electric Power Industry）

3:30 PM - 3:45 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Mesh to Mesh 計算に基づく衝突確率法の開発(6)
-均質 XY 体系の輸送計算への適用-

Development of collision probability method based on Mesh to Mesh computation (6)

- Application for transport calculation of a uniform XY geometry -

*松村　哲夫[1]

[1]電中研

個別の領域(Mesh)から領域への衝突確率を独立して計算する衝突確率法において、数値計算では時間の掛かる衝突確率を簡易に計算する手法を開発している。均質の XY 体系の衝突確率を、その要素である長方形セルの漏洩確率のテーブルを用いて計算する手法を開発し、均質の XY 体系の輸送計算が短時間で実施できる事を示した。

キーワード：衝突確率、長方形セル、漏洩確率

１．緒言　長方形セルの漏洩確率を半解析的に計算する手法を開発し、更に、簡易に計算するためのテーブルを作成した[1,2]。長方形セルの辺の長さ（Y）と断面積（Σ）の積(ΣY)と短長辺の比（Y/X）をパラメータとした長方形セルの漏洩確率テーブルと xy 方向の漏洩確率比テーブルを基に、均質 XY 体系の衝突確率法を容易に計算する手法を開発し、均質 XY 体系の衝突確率法による輸送計算を試行した。

２．均質 XY 体系の衝突確率の計算手法　XY 体系の Mesh(i)から Mesh（j)への衝突確率 CP(i, j)は(1)式の様に Mesh(i)から Mesh（j)への x, y 方向の流入と流出のカレント J_x、J_yから計算できる。

$$CP(i,j) = J_x(i-1,j)+J_y(i,j-1)-J_x(i,j)-J_y(i,j) \quad (1)$$

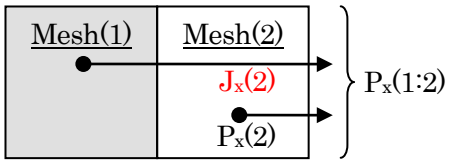
図 1(a)の様な横置きの体系の場合、Mesh(1)から Mesh(2)を透過するカレント $J_x(2)$は Mesh(1)と Mesh(2)を合せた Mesh(1:2)の x 方向の漏洩確率 $P_x(1:2)$と Mesh(2)の x 方向の漏洩確率 $P_x(2)$から(2)式で計算できる。

$$J_x(2) = 2\times P_x(1:2) - P_x(2) \quad (2)$$

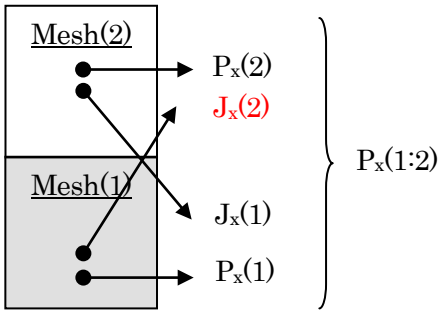
図 1(b)の様な縦置きの体系の場合、Mesh(1)と(2)の断面積が同じ場合、Mesh(1)から Mesh(2)を透過するカレント $J_x(2)$は、Mesh(2)から Mesh(1)を透過するカレント $J_x(1)$と等しく、$J_x(2)$は(3)式で計算できる。

$$J_x(2) = \{2\times P_x(1:2) - P_x(2) - P_x(1)\}/2 \quad (3)$$

一般に、断面積が均質な XY 体系の衝突確率 CP(i, j)は幾つかの Mesh の x, y 方向の漏洩確率の加減計算で算出できる。



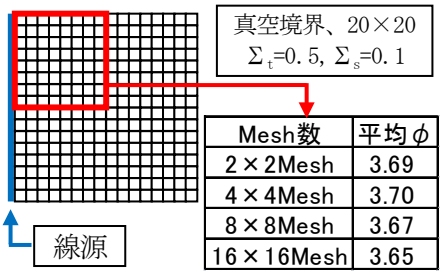
(a)横置きの Mesh(1)と Mesh(2)の体系



(b)縦置きの Mesh(1)と Mesh(2)の体系

図１　漏洩確率とカレントの関係

３．均質 XY 体系の衝突確率法による輸送計算　長方形セルの漏洩確率及び漏洩確率比テーブルの内挿により、各 Mesh の x, y 方向の漏洩確率を算出し、均質 XY 体系の衝突確率 CP(i, j)を計算した。更に、単純な均質 XY 体系の輸送計算を試みた。Mesh 幅を変えても、赤枠平均の平均中性子束は変わらず、衝突確率法の特徴を確認した（図 2)。本手法と境界要素法と組み合わせる事で汎用的な輸送計算手法の構築が期待できる。



Mesh数	平均φ
2×2Mesh	3.69
4×4Mesh	3.70
8×8Mesh	3.67
16×16Mesh	3.65

図２　均質 XY 体系の輸送計算の試算

参考文献　[1] 松村哲夫, 日本原子力学会 2014 年春の年会, 008.
[2] T. MATSUMURA, Semi-Analytical Approximation and Look-up Table of Neutron Escape Probability from Rectangular Cell for Collision Probability Method, N.S.E. (to be published).

*Tetsuo MATSUMURA[1]
[1]CRIEPI　現在、IERE（電力研究国際協力機構）

カレント結合法による全炉心モンテカルロ解析手法の開発
（2）カレント反復の高速化

Development of Whole-Core Monte Carlo Analysis Method with Neutron Current Connection Method
(2) Speed-up of Current Iteration

*小野 道隆[1]，青山 肇男[1]，光安 岳[1]，日野 哲士[1]
[1]日立製作所

モンテカルロ法による全炉心解析の並列処理による効率向上のため，カレント結合法を開発している。本手法は、各燃料集合体を個別にモンテカルロ解析し，その境界面間を中性子カレントで接続するため，反復計算（カレント反復）が必要である。集合体核特性解析で用いる中性子数を削減し，カレント反復中の全中性子数を約 1/10 としても，従来と同等の精度を得ることができることを 2x2 の少数燃料集合体体系で確認した。

キーワード：BWR，中性子流，モンテカルロ法，燃料集合体

1. 緒言　隣接燃料集合体間の核特性差が大きい炉心をより高精度で解析するため，モンテカルロ法に基づく燃料集合体解析と炉心解析を結合させた全炉心解析手法を開発しており，その並列計算法としてノード間を中性子流で接続するカレント結合法[1][2]を開発している。本手法は，直接中性子束で接続する場合に比べ通信量の大幅な削減を達成している一方，カレント反復と呼ぶ反復計算が別途必要となる。カレント反復あたりの計算時間は，ノード間の通信時間に対し，各ノードの計算時間の割合が大きい。本研究では，カレント反復時のモンテカルロ計算で用いる中性子数を削減することで高速化を図った。

2. 検討　モンテカルロ計算では，燃料棒単位の出力や境界の中性子流の統計誤差を低減するために多くの中性子数が必要となり計算コストが増大する。今回，隣接ノードと情報をやり取りするカレント反復中のモンテカルロ計算で用いる中性子数を，集合体解析で用いる中性子数とした場合(case00)，case00 に対して 1/10 とした場合(case01)，case00 に対して 1/40 とした場合(case02)について比較し，カレント反復計算の収束性の確認のため，相対中性子生成率と核分裂源分布の Shannon-Entropy を評価した。

3. 結果　図 1 に示す 2 種類の燃料から成る 2x2 燃料集合体体系で検討した。個別の集合体解析はモンテカルロコードである VMONT[3]を用いた。カレントで接続する境界面は，空間 5x5 分割，角度 2x2 分割，エネルギー180 群にサブメッシュ化した。集合体内のボイド率は 40%で一様とし，隣接集合体がない境界は完全反射条件とした。図 2 に全中性子数に対する各ケースの低濃縮度燃料の相対中性子生成率と核分裂源分布の Shannon-Entropy の推移を示す。case01，case02 は case00 に対して少ない中性子数で収束している。集合体の相対中性子生成率の収束性には，隣接集合体との中性子流のやり取り（カレント反復回数）が必要であり，集合体の相対中性子生成率が収束していない状態では，中性子流の統計誤差の拡大が収束性に与える影響は小さいことがわかった。表に集合体の相対中性子生成率と，燃料棒中性子生成率分布の参照解との平均自乗差を示すが，いずれのケースも参照解と 0.5%内で一致しており，解析精度に問題ない。

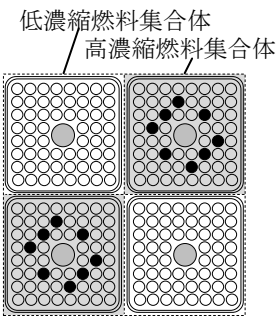


図 1.　解析体系

表　参照解との比較

ケース	全中性子数（中性子数/カレント反復）	燃料集合体中性子相対生成率		燃料棒中性子生成率分布の平均自乗差	
		低濃縮	高濃縮	低濃縮	高濃縮
参照解 *1	8.0M	0.894	1.106	–	–
case00	20M（2.0M）	0.897	1.103	0.2%	0.4%
case01 *2	2M（0.2M）	0.898	1.102	0.2%	0.4%
case02 *2	2M（0.05M）	0.897	1.103	0.5%	0.5%

*1）VMONT による 2x2 集合体体系の直接計算[4]
*2）最終カレント反復時のみ case00 と同数の中性子数で解析を実施

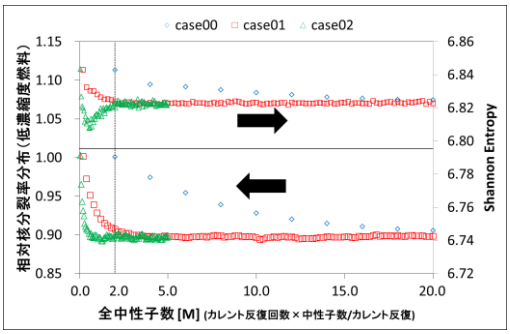


図 2.相対核分裂率分布と Shannon Entropy の推移（低濃縮）

4. 結論　集合体核特性解析で用いる中性子数を削減し，カレント反復中の全中性子数を約 1/10 としても，従来と同等の精度を得ることができることを 2x2 の少数燃料集合体体系で確認した。

参考文献　[1] 中堂園 他，2014 年春の年会予稿集 O10, [2] 中堂園 他，2014 年秋の大会予稿集 L30, [3] Y. Morimoto,et al., Nucl. Sci. Eng., 103, 351(1989), [4] K. Ishii, et al., Proc. Int. Conf. on Physics of Reactors, A415-A424(1996)

*Michitaka Ono[1], Motoo Aoyama[1], Takeshi Mitsuyasu[1] and Tetsushi Hino[1]
[1]Hitachi, Ltd.

仮想散乱を用いた新たな確率論的幾何形状モデルの開発

Development of a New Statistical Geometry Model using the Delta-Tracking Method

*小出嵩大[1]，遠藤知弘[1]，山本章夫[1]

[1]名古屋大学

本研究では、仮想散乱に基づいた中性子追跡法を導入し、燃料の体積充填率に関する動径分布関数を用いて衝突位置の判定を行う、球状燃料分散体系を計算するための新しい簡易計算手法を提案する。

キーワード：モンテカルロ法，確率論的幾何形状モデル，仮想散乱，動径分布関数

1. 緒言

確率論的幾何形状モデル(Statistical Geometry Model: STGM)は、球状燃料がランダムに分散した体系の計算を簡易的に行うために開発された。近年、STGM は過酷事故を起こした炉心体系に対しても適用が検討されている。福島第一原子力発電所の事故では、炉心溶融を起こした燃料が燃料デブリと呼ばれる炉心溶融物を形成していると考えられており、軽水中に燃料デブリがランダムに分散した状況も考えられる。このように、燃料デブリが媒質中にランダムに分散した体系について解析を行うことは極めて困難であるが、STGM を適用することでより妥当な解析が行えると期待される。しかし、STGM には①球状燃料が分散している媒質の核反応断面積の大きさや②燃料粒径に適用限界があり、計算される核特性の正当性を判断する際には留意が必要となる。本研究では、仮想散乱に基づく中性子追跡法を導入し、燃料の体積充填率に関する動径分布関数を用いて衝突位置の判定を行う、新たな簡易計算手法を提案する。

2. Delta-Tracking

中性子飛行解析の処理を高速化する方法として、Delta-Tracking と呼ばれる中性子追跡法がある[1]。Delta-Tracking とは、衝突後にエネルギー・飛行方向を変えない、物理的に意味のない散乱(仮想散乱)を導入して追跡を行う。仮想散乱断面積の値は、任意に設定することが可能である。仮想散乱を含む全断面積を、体系内で位置によらず一定となるように設定することで、飛行解析に用いる全断面積を体系内で位置に寄らず一定とし、体系を単一の領域とみなすことができる。これにより、中性子の飛程と領域境界面との交点を求める処理が不要となり、飛行解析を高速化することが可能となる。

3. 提案手法

仮想散乱に基づく飛行解析では、飛行途中で任意の領域と交差しても、その交差判定をする必要が無い。この性質を応用し、発生位置と飛行後の衝突位置との距離に対して、衝突位置の物質を確率的に判定することで、球状燃料分散体系を再現する手法を考案した。衝突位置における物質判定は、燃料の体積充填率に関する動径分布関数により決定する。この動径分布関数は「核分裂・散乱反応による中性子発生位置からの、任意の飛行距離における燃料の体積充填率」として定義される。ある飛行距離に対応する体積充填率の値を「衝突位置における物質が燃料である確率」とみなすことで、一様乱数を用いて衝突位置における物質の判定が可能となる。提案手法では、中性子発生位置が燃料球の場合と減速材の場合の、2 種類の動径分布関数を定義する。一例として、中性子発生点が燃料球である場合について、半径 1.0cm の燃料球をランダムに配置した体系における、燃料の体積充填率に関する動径分布関数を Fig. 1 に示す。

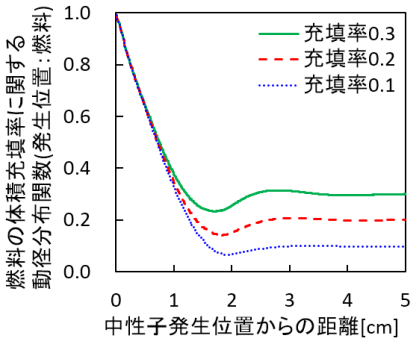


Fig. 1 燃料の体積充填率に関する動径分布関数

4. 検証計算

C5G7 ベンチマーク問題の UO_2 燃料および H_2O の 7 群断面積を適用し、種々の燃料充填率に対して無限増倍率の計算を実施した。基準となる計算体系は、半径 1.0cm の燃料球をランダムに配置した体系であり、ある特定の 1 ケースとした。基準値となる無限増倍率は、燃料球を直接配置した体系を既存のモンテカルロコードに入力して計算した値を用いた。Fig. 2 に提案手法及び STGM によって計算した無限増倍率の、基準値との相対差異を示す。Fig. 2 より、提案手法が STGM と比較して、相対差異を 30%～80%程度低減できること確認した。今後の課題として、提案手法の計算効率の評価、連続エネルギー群計算における提案手法の検証が挙げられる。

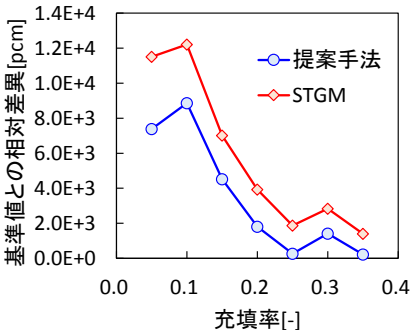


Fig.2 基準値との相対差異

参考文献

[1] K.Ishii, et al., JAERI-Conf 2000-018, (2000).

*Takahiro Koide[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

Iterated Fission Probability で重みづけた
先行核群毎の遅発中性子割合の計算

Delayed neutron fraction repartition per precursor group
weighted by Iterated Fission Probability

*名内 泰志[1]
[1]電力中央研究所

IFP 法による遅発中性子割合計算コードを拡張し、先行核群毎の割合の評価を可能とした。STACY 炉に対して同割合を後続の子孫の世代毎に計算し、この割合と炉周期(文献値)より逆時間方程式で反応度を導出した。反応度導出値に関する Multi Generation effect は相対比で 1%弱にとどまった。

キーワード： Iterated fission probability、実効遅発中性子割合，先行核群、逆時間方程式

1. 緒言 モンテカルロ法で実効遅発中性子割合β_{eff}を評価する手法として、十分な世代を経た後の子孫数、即ち Iterated Fission Probability (*IFP*) を用いる厳密法[1]と、次世代核分裂中性子数(*NNN*)等を用いる近似法[2]が知られる。当所では *NNN* を使って先行核群毎の実効割合$\beta_{eff,ij}$を近似し、逆時間方程式による反応度評価に試用している[3]。本研究では *IFP* 法による$\beta_{eff,ij}$計算法を整備し、*NNN* を用いる手法の誤差を評価した。

2. 手法 実効増倍率計算 k_{eff} での核分裂源のサンプリング時に、遅発中性子と核分裂核種及び先行核群の情報を標識した。この標識を子孫となる中性子に対して保持させた。世代 L 後に先行核群毎に標識のついた中性子について 3 種類の k_{eff} の estimator を集計することで、子孫数を評価した。これを同じ世代の全中性子数に対する k_{eff} の estimator の和で除して世代毎の$\beta^{(L)}_{ij}$を得る。*NNN* 法であれば L=1 時の子孫数で評価を行う。本研究では MCNP-5.1.30 コード[4]の k_{eff} 計算に前期の機能を組み込んだ。遅発中性子数のサンプリング数の少なさを補うため、1 世代の中性子数は 400 万とし、標識を 50 世代にわたって付け、さらに乱数を変えた 8 つの計算を実施した。$\beta_{eff,ij}$ は 3×50×8 個得られるが、これをもって平均と統計誤差の評価を行った。

3. 計算と結果 STACY 硝酸溶液炉心(RunNo R163)の液位反応度測定試験[5]を対象に、$\beta^{(L)}_{ij}$を計算し、炉周期 T と先行核崩壊定数λ_{ij}を用い、逆時間方程式で反応度$\rho^{(L)} = \Sigma_{ij}\{ \beta^{(L)}_{ij} /(1+\lambda_{ij}T)\}$ を求めた。世代数 L に対する$\rho^{(L)}$の様子を図 1 に示す。L=3 世代目には統計誤差内で収束している。L=10 での反応度評価値を基準にすると multi generation effect は $\rho^{(1)} / \rho^{(10)}$ =99.2%で、両者間の差は統計誤差以内となった。STACY R163 では *NNN* 法は有効である。また、表 1 で¢単位での反応度の比較を行った。¢単位での反応度では Multi Generation effect は見られず、STACY の実験値ともよく一致した。これは先行核群毎のエネルギースペクトルによる中性子増倍の違いがあまり大きくなく、$\rho^{(1)} / \rho^{(10)}$ が$\beta^{(1)} / \beta^{(10)}$にほぼ追随していることを示唆しており、そのような炉心であれば *NNN* をつかう、即ち $\beta^{(1)}_{ij}$ を使う手法は有効と言える。今後はこの観点で炉周期に関する感度解析等を行う。

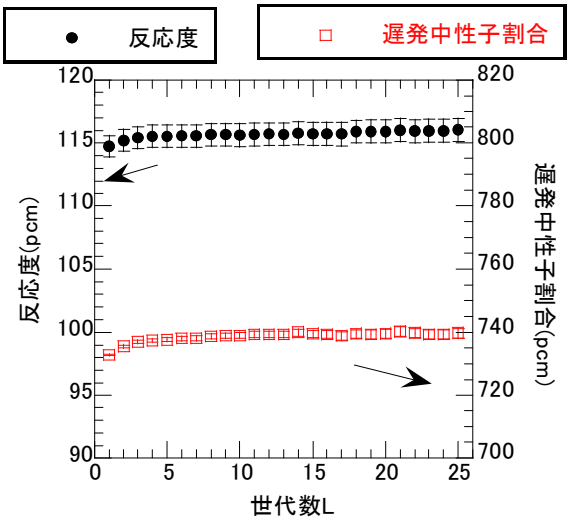


図 1 世代毎の$\beta^{(L)}_{ij}$を用いた逆時間方程式での$\rho^{(L)}$

表 1 逆時間方程式による反応度の比較

		L=10	L=1	実験値
反応度	pcm	115.62	114.74	
	誤差	0.88	0.85	
反応度	¢	15.65	15.66	15.70
	誤差	0.12	0.12	0.56

参考文献 [1]JNST47,977(2010), [2]JNST42, 503,2005.[3]2005 年秋の大会 E71, [4]LA-UR-03-1987, [5]JAERI-Tech 99-084

* Yasushi Nauchi[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry

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

[1O13-16] uncertainty quantification 1

Chair: Shungo Sakurai (Toshiba)

Sat. Mar 26, 2016 3:50 PM - 4:55 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[1O13] Statistical Uncertainty in Kinetic Analysis using Integral Kinetic Model for Re-criticality Accident in Weakly-Coupled Fuel Debris

＊Delgersaikhan Tuya[1], Hiroki Takezawa[1], Toru Obara[1] （1.Tokyo Institute of Technology）

3:50 PM - 4:05 PM

[1O14] Uncertainty of Criticality Analysis of UO2-Concrete System under Randomization

＊Taro Ueki[1] （1.Japan Atomic Energy Agency, Criticality Safety Group）

4:05 PM - 4:20 PM

[1O15] Subcriticality Measurement using Third Order Neutron-correlation Technique with Bootstrap Method

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

4:20 PM - 4:35 PM

[1O16] Estimation of unknown neutron source distribution using inverse problem solutions

＊Shinji SUGAYA[1], Tomohiro ENDO[2], Akio YAMAMOTO[2] （1.Nagoya University, School of Engineering, 2.Nagoya University, Graduate School of Engineering）

4:35 PM - 4:50 PM

©Atomic Energy Society of Japan

Statistical Uncertainty in Kinetic Analysis using Integral Kinetic Model for Re-criticality Accident in Weakly-Coupled Fuel Debris

*Delgersaikhan Tuya[1], Toru Obara[2] and Hiroki Takezawa[2]

[1]Department of Nuclear Engineering, Tokyo Institute of Technology, [2]Research Laboratory for Nuclear Reactors, Tokyo Institute of Technology

When using the Integral Kinetic Model (IKM), which describes time- and space-dependent fission rate during criticality excursion in nuclear fissile system of arbitrary geometry, the key kinetic parameters are obtained using the Monte Carlo method and therefore have statistical uncertainty. Estimation of such statistical uncertainty propagation through the IKM is considered in this study.

Keywords: integral kinetic model, criticality accident, statistical uncertainty propagation, weakly-coupled fuel debris

1. Introduction

The Integral Kinetic Model (IKM) can describe time- and space-dependent fission rate in criticality excursion in fissile system of arbitrary geometry. The kinetic parameters used in the IKM are obtained by the Monte Carlo method. There is often a concern about a propagation of statistical uncertainty that stemmed from Monte Carlo method through the IKM. Previously, statistical uncertainty was treated in supercritical kinetic analysis in fuel debris system containing two similar spherical regions [1]. The purpose of the current study was to clarify the treatment of such statistical uncertainty propagation and then apply it to a supercritical kinetic analysis in a neutronically weakly-coupled system of fragmented and consolidated fuel debris regions.

2. Method

The statistical uncertainty in the kinetic parameters are presented in usual way of standard deviation using sets of data obtained by each batch calculation of the modified version [2] of continues energy Monte Carlo code MVP2.0 [3]. For the statistical uncertainty propagation through the IKM, we treat a fission rate at each time step as independent variable [4]. Then, the IKM with such statistical uncertainty treatment was applied to a supercritical kinetic analysis in weakly-coupled fuel debris system. The fuel debris system was consisted of a spherical fragmented debris region, which contains 1-mm-radius spherical fuel debris particles submerged in light water making a packing fraction of 0.2, located in contact with a rectangular consolidated debris region inside a rectangular prism of light water of thickness of 50 cm. The radius of the spherical region was 30.3 cm and the size of rectangular consolidated region was 8.75x80x70 cm at the critical condition. The outmost region was vacuum. The material composition for both regions was homogenous mixture of 76% UO_2, 19% Zr, and other reactor structural materials. The enrichment of U-235 was 5wt%. The reactivity of 197 pcm was inserted in step-wise manner by increasing the radius of spherical fragmented debris region.

3. Results and discussion

The obtained fission rate in each region is shown in the figure below together with standard deviation at every 5 ms interval. Maximum statistical uncertainty in the form of standard deviation of the obtained kinetic parameters was around 0.2%. Then maximum statistical uncertainties in the form of standard deviation in the obtained fission rate by the IKM and released energy were around 1.1% and 3×10^{-3}%, respectively. The maximum statistical uncertainty was observed in the consolidated debris region, where fission rate is much less than that in the fragmented debris region. If we, however, consider the total fission and energy release over the whole range of excursion duration, the corresponding statistical uncertainties were around 8×10^{-4}%.

4. Conclusion

The treatment of the propagation of statistical uncertainty of the kinetic parameters obtained by Monte Carlo method through the Integral Kinetic Model was presented. It then was applied to the weakly-coupled fuel debris system and the results showed that statistical uncertainty of the kinetic parameters could hardly give an impact on the outcome of the IKM.

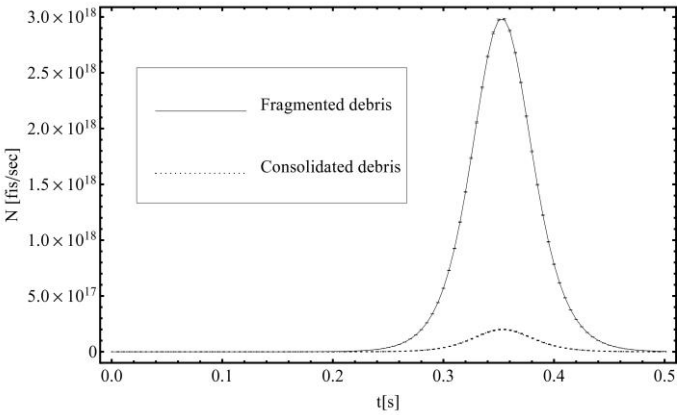
References

[1] D. Tuya and T. Obara, 2016. Supercritical Kinetic Analysis in Simplified System of Fuel Debris using Integral Kinetic Model, *Ann. Nucl. Energy*, 91, 59-64.

[2] H. Takezawa and T. Obara, 2010. Calculation of the Integral Kinetic Model Transient Parameters by the Monte Carlo Method for Space-Dependent Kinetic Analysis, *Nucl. Sci. Eng*, 164, 80-86.

[3] Y. Nagaya et al, 2005. MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculation Based on Continuous Energy and Multigroup Method, *JAERI-1348*.

[4] H. Takezawa and T. Obara, 2012. New Approach to Space-Dependent Kinetic Analysis by the Integral Kinetic Model, *Nucl. Sci. Eng*, 171, 1-12.



確率的乱雑化による UO_2・コンクリート系の臨界性評価の揺らぎ

Uncertainty of Criticality Analysis of UO2-Concrete System under Randomization

*植木 太郎

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

UO_2・コンクリート系の燃料デブリに関して、ワイエルシュトラス関数に基づく確率的乱雑化モデルを構築した。独立な試行により連続変動媒質を複製し、デルタ追跡法によりモンテカルロ法臨界計算を実施した。中性子実効増倍率（k_{eff}）の評価値には、数%Δk 程度の揺らぎが生じることがわかった。

キーワード：確率的乱雑化、燃料デブリ、UO_2・コンクリート、臨界計算、モンテカルロ法、デルタ追跡法

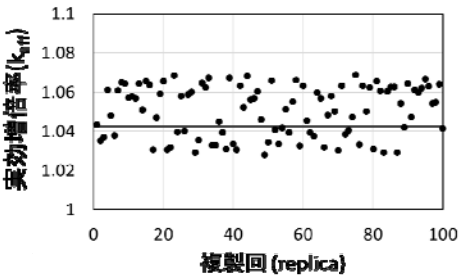
1. 緒言　軽水炉の過酷事故においては、圧力容器を貫通した溶融燃料および格納容器下部コンクリート中の酸化物が相互作用し、核分裂性物質濃度が連続的かつ乱雑に分布する媒質が生成される。このため、乱雑さに起因する k_{eff} の揺らぎを評価する必要がある。

2. 確率的乱雑化モデル　極端な乱雑さを伴う実験・観測に関して、1/f 揺らぎという変動モデルが知られている。このモデルの空間分布への適用に関して、確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数 [1)]が利用可能である。

$$V(\vec{r}) = \sum_{j=1}^{\infty} \sigma E_j \lambda^{-\alpha j} \sin(\lambda^j \vec{r} \bullet \vec{\Omega}_j + A_j), \sigma > 0, \lambda > 1, 0 < \alpha \le 0.5.$$

ここで、E_j は期待値0で分散1の独立な確率変数、$\vec{r}$ は位置ベクトル、$\vec{\Omega}_j$ は単位長さの等方で独立な確率ベクトル、A_jは $[0,2\pi)$ における独立な一様確率変数である。なお、$|\vec{r}|<1$ の範囲で、直接的空間相関下にある。

3. モンテカルロ法臨界計算　コンクリートと12GWd/t燃焼のUO_2燃料の１郡断面積を、MVPコードにより作成し、体積割合の空間変動分を$V(\vec{r}/S)$とした。ここで、Sは空間相関の目安としてのスケーリング因子であり25cmとした。１郡断面積作成のための物質データは、井澤らによる論文[2)]の原子数密度を使用した。各パラメータは、燃料体積割合の期待値が1/8で$|V(\vec{r}/S)|$が0から1/8の間で変動するように設定した。UO_2・コンクリート混合体は一辺100cmの立方体とし、一辺140cmの立方体の中心に位置するようにした。混合体の外側はコンクリート100%とした。混合体を独立な試行により100回複製し、各回について、デルタ追跡法に基づきモンテカルロ法臨界計算を実施した。結果を右図に示す。約4%Δkの揺らぎがk_{eff}の評価値に認められる。なお、水平線は、混合体の部分を空間変動なしの一様混合とした場合のk_{eff}参照値である。



4. 考察　k_{eff} の揺らぎは、計算量の増大につれて減少する性質のものではない。一方、MVP コードの確率論的幾何形状モデルに倣って粒子追跡中に体積割合をサンプリングする場合には、唯一の k_{eff} 評価値が得られるのみである。つまり、現状の MVP のモデル機能では明らかにすることのできない k_{eff} の不確定さが存在する。今後、本報告に基づく手法を連続エネルギーモンテカルロ法コードに導入し、燃料デブリのように組成分布不明な媒質の臨界性評価に活用していく予定である。

参考文献

[1] Ueki, T, 2014. Fluctuation modeling of macroscopic cross section with spatial correlation. Nucl. Sci. Eng. 178, 16-28.

[2] Izawa, K., Uchida, Y., Ohkubo,K., Totsuka, M., Sono, H., Tonoike, K., 2012. Infinite multiplication factor of low-enriched UO_2-concrete system. J. Nucl. Sci. Tech. 49(11), 1043-1047.

本報は、原子力規制庁受託事業「平成 27 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整備」の成果の一部である。

*Taro Ueki, Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group.

Bootstrap 法を用いた三次中性子相関法による未臨界度測定

Subcriticality Measurement using Third Order Neutron-correlation Technique with Bootstrap Method

*遠藤 知弘[1], 山本 章夫[1]

[1]名古屋大学

三次中性子相関法による未臨界度測定手法に対して bootstrap 法を活用することで、1 回の時系列データ測定から三次中性子相関法の統計誤差推定が可能かどうか、仮想数値実験により検証した。

キーワード：三次中性子相関法、bootstrap 法、未臨界度測定、炉雑音

1. 緒言

三次中性子相関法とは炉雑音解析に基づいた未臨界度絶対値測定手法である。三次中性子相関法では、検出時間幅Tの間に検出された中性子検出数の時系列データC_iを測定し、その統計量(平均・分散・三次モーメント)より二次相関量$Y(T)$、三次相関量$X(T)$を評価する。こうして評価された$Y(T)$、$X(T)$の飽和値$\lim_{T\to\infty} X/Y^2$が 3 からどれだけずれているかを調べることで、未臨界度の絶対値を測定することができる。ただし、三次中性子相関法の課題として、1 回の時系列データ測定から得られた未臨界度の統計誤差、すなわち測定値X/Y^2の統計誤差の推定方法が課題となっていた。そこで本研究では、二次相関量$Y(T)$の統計誤差推定法として適用が検討された bootstrap 法に注目し[1]、bootstrap 法による三次中性子相関法の統計誤差の推定を試みた。

2. 三次中性子相関法に対する bootstrap 法の適用方法

十分大きな検出時間幅Tに対して、ある一連の中性子検出数の時系列データ$C_i(i=1\sim n)$を測定する。次にC_iに対して乱数を用いて復元抽出を行うことで、データ列C_i^{*b}の bootstrap 標本をB個得る$(b=1\sim B)$。各C_i^{*b}に対して二次・三次相関量Y^{*b}, X^{*b}を求め、$X^{*b}/(Y^{*b})^2$を得る。bootstrap 標本数Bを十分多くした上で、$X^{*b}/(Y^{*b})^2$の標準偏差および信頼区間を求めることにより、元の時系列データC_iから得られるX/Y^2値および未臨界度$(-\rho)\approx f\times(X/Y^2-3)$の統計誤差を推定する($f$は換算係数)。

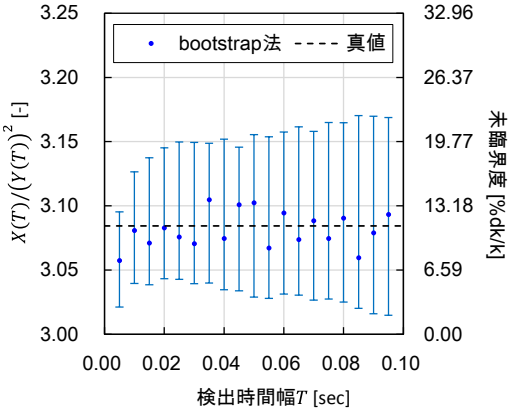


図 1 bootstrap 法による信頼区間推定結果

3. 検証結果

bootstrap 法により推定された統計誤差の妥当性を確認するため、三次中性子相関法実験を模擬した中性子輸送モンテカルロシミュレーションを実施した。計算体系の未臨界度は 11.11 [%*dk*/*k*]、即発中性子減衰定数は 2379 [1/sec]である。測定時間 10000 [sec]の条件で時系列データを求め、提案手法によりX/Y^2値の 95%信頼区間を推定した(図 1)。初期乱数を 1000 回変えることで、信頼区間の中に飽和値$\lim_{T\to\infty} X/Y^2$の真値が含まれる被覆確率を調べた(図 2)。図 2 より、検出時間幅Tが十分に大きくX/Y^2値が飽和している条件であれば、本手法により求められた信頼区間の被覆確率は理論値 95%に近く、本手法の妥当性が確認できた。

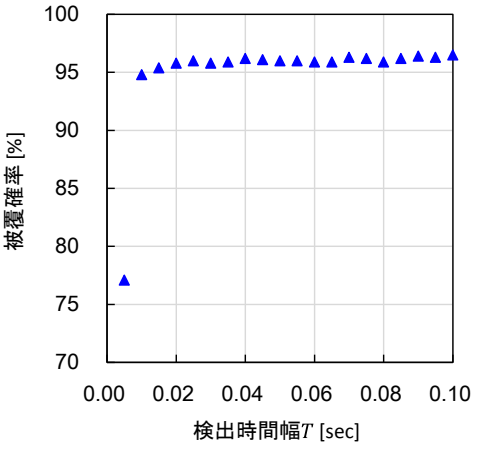


図 2 信頼区間の被覆確率

謝辞　本研究成果は科研費(15K18317)の助成による。

参考文献

[1] Endo T, et al. Statistical error estimation of the Feynman-α method. J Nucl Sci Technol. 2015 (to be published)

*Tomohiro Endo[1], Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

逆問題解法を用いた未知放射線源の放射能強度推定

Estimation of unknown neutron source distribution using inverse problem solutions

*菅谷 信二[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出しにおいて、事前に放射能の分布と強度を調べることが望ましい。放射能分布と強度を推定可能と考えられる手法として、ML-EM 法および Moore-Penrose 逆行列法を用い、簡易な体系において限られた放射線測定点の情報により放射能強度の推定を行い、その精度を検証した。

キーワード：放射能強度、逆推定、ML-EM 法、Moore-Penrose 逆行列法

1. 緒言

福島第一原子力発電所では、過酷事故を起こした原子炉の廃炉が行われており、その中で原子炉容器/格納容器内に残された燃料デブリの取出作業は最も困難な作業の一つである。デブリ取出において、安全かつ効率的に作業を立案し、実行するためには、原子炉容器/格納容器内の放射性物質の種類・分布を把握する必要がある。そこで本研究では、複数の測定点で得られた放射線の測定値から、放射能の分布推定を行うことを目的とする。本発表では、炉心周辺の構造を簡単に模擬した体系における放射能強度推定の結果と、本研究で用いる手法の放射線源位置推定に対する有効性について考察を報告する。

2. 逆問題解法

格納容器・圧力容器内の構造や燃料デブリの分布は複雑である。一方、容器周辺や内部において検出器を設置でき、放射線が検出可能な場所は限られる。このため、拘束条件（測定値）より未知数（放射能分布）の数が多く、劣決定系になると予想される。そこで、もっともらしい解を推定する手法として①ML-EM(Maximum Likelihood - Expectation Maximization)法，②Moore-Penrose 逆行列法を用いる。本研究では、線源が存在する位置範囲はある程度分かっているものとし、各位置の放射能強度を推定することを考える。

ML-EM 法はベイズ推定に基づく手法である。事前に推定された放射能強度に対して、放射線検出数の観測結果の情報を取り込むことで、(1)式に基づく反復計算により放射能強度を推定する[1]。ここで、A_jは計測の時間幅で線源jから放出される放射線の数、y_iは検出器iにおいて検出される放射線の数、C_{ij} は線源jの放射線が検出器iで検出される確率、Iは検出器の総数、Jは線源の総数、kは ML-EM 法における推定の更新数をそれぞれ表す。

$$A_j^{k+1} = \frac{A_j^k}{\sum_{i=1}^{I} C_{ij}} \sum_{i=1}^{I} \frac{y_i C_{ij}}{\sum_{j=1}^{J} C_{ij} A_j^k} \qquad (1)$$

一方、本研究における放射能強度の推定問題は連立 1 次方程式の形に帰着する。このような劣決定系の連立方程式に対して Moore-Penrose 逆行列法を用いた場合には、L2 ノルムが最小の解を求めることとなる。

3. 計算条件

線源と測定点の間に円筒の遮蔽体を置き、炉心周辺の構造を簡単に模擬した体系で計算する。体系を Fig. 1 に示す。放射能強度の相対値は Fig. 1 の左下の点線源から順に、10, 12, 14, 16, 18, 19, 19, 18, 16, 14, 12, 10 である。測定点は半径 10m、遮蔽体周りの円周上に等角度間隔で配置する。測定点の高さが 1, 5, 9 [m] のいずれかであるとして、3 通りの場合を計算する。検出数の統計誤差については、測定時間が十分長く無視できると近似する。遮蔽体は厚さ 1m のコンクリートを想定し、中性子束の減衰定数は MVP の計算結果を参考として約 22 [1/m]とする。遮蔽体の影響について調べるため、遮蔽体有無の 2 ケースについて放射能強度の推定を実施する。

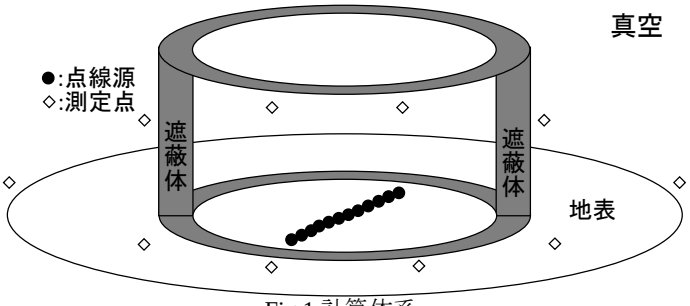


Fig.1 計算体系

4. 結果・考察

各点線源に対して推定された放射能強度の誤差を平均化した指標として、放射能強度推定値の相対誤差の二乗平均平方根(RMS)を Table 1 に示す。ML-EM 法と Moore-Penrose 逆行列法(Table 1 においては"M.P.法")の相対誤差の RMS はいずれも小さく、概ね妥当な放射能強度を推定できた。以上より、炉心構造を簡単に模擬した体系ではあるが、ML-EM 法および Moore-Penrose 逆行列法の有効性が確認できた。なお今回の計算条件の場合、遮蔽体有りの体系で推定された放射能強度の相対誤差の RMS は比較的小さいが、この理由は、放射線検出確率 C_{ij}の正確な値を与えることができたためである。実際の推定について考える場合、遮蔽体厚さ・密度・組成等に起因する C_{ij} の不確かさにより、推定結果に不確かさが生じる。また本計算では無視したが、放射線検出数の統計的変動も不確かさ要因となる。

Table 1 相対誤差のRMS[%]

測定点の高さ[m]		1	5	9
ML-EM法	遮蔽体有	0.26	0.47	0.28
M.P.法		0.25	0.34	0.27
ML-EM法	遮蔽体無	0.64	1.33	1.75
M.P.法		0.26	0.26	0.26

参考文献

[1] 篠原広行他, "逐次近似画像再構成の基礎," 医療科学社(2013)

*Shinji SUGAYA[1], Tomohiro ENDO[1] and Akio YAMAMOTO[1]
[1]NAGOYA Univ.

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

[1O17-21] uncertainty quantification 2

Chair: Kazuki Kirimura (MHI)

Sat. Mar 26, 2016 4:55 PM - 6:15 PM Room O (Lecture Rooms C C201)

[1O17] Uncertainty quantification due to cross section data for subcriticality measurement using area ratio method

＊Toshiki KIMURA[1], Tomohiro ENDO[2], Akio YAMAMOTO[2] （1.Nagoya University School of Engineering, 2.Nagoya University Graduate School of Engineering）

4:55 PM - 5:10 PM

[1O18] Uncertainty Quantification of Neutron Flux Due to Cross Section Data in Neutron Shielding Calculation

＊KIMIHIRO YOKOI[1], TOMOHIRO ENDO[2], AKIO YAMAMOTO[2], YOSHIO KIMURA[3], RYOJI MIZUNO[3] （1.Nagoya University Division of Quantum Science and Energy Engineering, 2.Nagoya University Department of Materials,Physics and Energy Enginering, 3.Chuden CTI Analyzing and Engineering Solutions Department, IT Solutions Division）

5:10 PM - 5:25 PM

[1O19] Uncertainty analysis of neutronics characteristics in thorium loaded reactor core

＊Tadafumi Sano[1], Jun-ich Hori[1], Yoshiyuki Takahashi[1], Hironobu Unesaki[1] （1.KURRI）

5:25 PM - 5:40 PM

[1O20] Study for uncertainty reduction of FP decay heat of FBR fuel

＊Kazuya Ohgama[1], Futoshi Minato[1], Shigeo Ohki [1], Jun-ichi Katakura[2] （1.Japan Atomic Energy Agency, 2.Nagaoka University of Technology）

5:40 PM - 5:55 PM

[1O21] An Investigation on Improvement of the Core Neutronics Design Calculation Method for Advanced Fast Reactors (4)

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

5:55 PM - 6:10 PM

©Atomic Energy Society of Japan

面積比法による未臨界度測定に対する断面積起因の不確かさ評価

Uncertainty quantification due to cross section data for subcriticality measurement using area ratio method

*木村俊貴[1]，遠藤知弘[1]，山本章夫[1]

[1]名古屋大学

1 次元 2 領域の平板体系について、中性子源および検出器の位置を変えて面積比法を模擬した計算を行い、ランダムサンプリング法によって未臨界度と面積比の断面積起因の不確かさを評価した。さらに、面積比とドル単位の未臨界度が一致し、それらの比の不確かさが小さくなる中性子源および検出器の配置を検討した。

キーワード：面積比法、未臨界度、不確かさ評価、ランダムサンプリング法、ADS

1.緒言

放射性廃棄物の核変換技術として、加速器による核破砕中性子源と未臨界炉心から成る加速器駆動システム(ADS)が提案されている。ADS における安全な運転を確保するためには、臨界に対する余裕を示す未臨界度の測定が必要である。面積比法[1]は、体系にパルス中性子源を用いて中性子を打ち込み、測定された中性子計数の遅発成分と即発成分の比によってドル単位の未臨界度[$]を測定する方法である。この方法による未臨界度の測定値は面積比と呼ばれるが、面積比は中性子検出器や中性子源の配置によって変化することが知られている。通常、面積比の中性子源・検出器配置依存性は、事前の数値計算により補正係数を求めることで補正されているが、数値計算は様々な要因により不確かさを伴う。本研究では、1 次元平板の仮想的な未臨界体系に対し、中性子源位置および検出器位置を変化させたときの面積比やドル単位の未臨界度について、断面積データに起因する不確かさをランダムサンプリング法(RS 法)[2]によって計算した。また、この結果を利用してベル因子(ドル単位の未臨界度÷面積比)[3]とその不確かさを計算し、未臨界度を正確に測定できる中性子源と検出器の配置を検討した。

2.検証計算

幅 10 cm のウラン・アルミニウム合金燃料を幅 20 cm のポリエチレン反射体で挟んだ 1 次元 2 領域の平板体系(実効増倍率 k_{eff}=0.947)について、エネルギー2 群の中性子拡散計算を行った。これにより、未臨界度と様々な中性子源位置・検出器位置における面積比の値を計算し、ベル因子の値を求めた。面積比は、固定源計算によって求めた検出器位置における検出反応率の即発成分と遅発成分の比をとることで計算した。SCALE6.1/TSUNAMI-1D を用いた一般化摂動計算により 2 群巨視的断面積(吸収,生成,散乱)の共分散行列を評価し、RS 法によって 2 群巨視的断面積に起因するベル因子の不確かさ評価を行い、断面積不確かさが未臨界度と面積比に与える影響を評価した。

3.結果・考察

RS 法による不確かさ評価の結果、実効増倍率は k_{eff}=(0.9471±0.0048) 、未臨界度は-ρ/β=(8.59±0.83) $と求まった。

中性子源を燃料の中央付近(体系端より 24.2 cm)に配置した際の、検出器位置ごとのベル因子およびその不確かさを図 1 に示す。図 1 より、ベル因子は検出器を中性子源に近い方の反射体内に配置した際にはほとんど 1 となり、その不確かさも小さくなることが分かる。一方、検出器を逆側の反射体内に配置した場合は 1.021±0.002 程度の値となる。すなわち、面積比とドル単位の未臨界度の差が小さいほど、その不確かさも小さくなることが分かる。よって、面積比とドル単位の未臨界度が一致するように中性子源と検出器を配置することで、断面積の不確かさに影響されることなく、面積比法による未臨界度の正確な測定が可能であると考えられる。

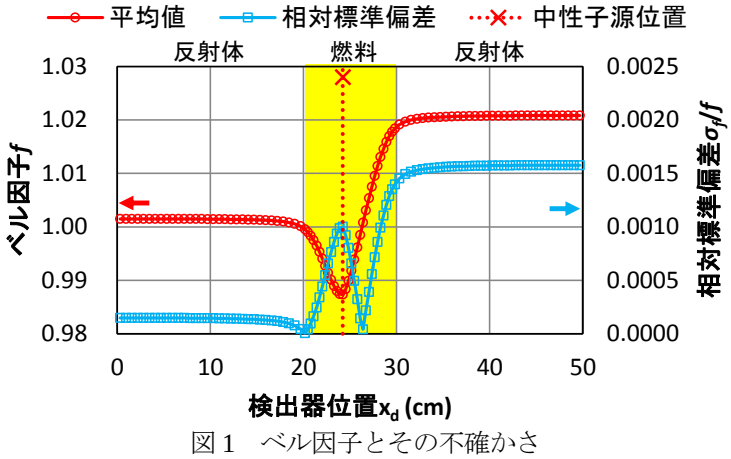


図 1　ベル因子とその不確かさ

参考文献

[1] N. G. SJÖSTRAND, *Arkiv för Fysik*, **11**(13), pp233-246 (1956).

[2] W. Wieselquist, A. Vasilliev, and H. Ferroukhi, *Proc. PHYSOR-2012*, Knoxville, Tennessee, April 15-20, 2012, (2012). [CD-ROM].

[3] G. I. Bell and S. Glasstone, "Nuclear Reactor Theory," Van Nostrand Reinhold, New York, 551 (1970).

*Toshiki Kimura[1], Tomohiro Endo[1] and Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya Univ.

中性子遮蔽計算における断面積起因の中性子束不確かさ評価

Uncertainty Quantification of Neutron Flux Due to Cross Section Data in Neutron Shielding Calculation

*横井 公洋[1]，遠藤 知弘[1]，山本 章夫[1]，木村 佳央[2]，水野 良治[2]

[1]名古屋大学，[2]中電 CTI

ランダムサンプリング法を用いて、遮蔽計算における断面積起因の中性子束の不確かさを評価した。1次元体系を対象としたTRANSX/ANISNによる中性子束不確かさの評価結果について報告する。

キーワード：中性子遮蔽計算、ランダムサンプリング、不確かさ、廃炉措置

1. 緒言

廃炉措置における構造材の放射化量評価では、放射化量を過小評価することがないよう保守的な条件を用いて評価がなされているが、放射性物質として扱われる構造材量をより適切に評価するためには、放射化量の不確かさを定量評価することが重要となる。放射化量評価で必要となる構造材中の中性子束は中性子遮蔽計算により求められるが、炉心解析よりも広範囲を対象としているため、計算結果の不確かさが大きくなることが予想される。そこで、本研究では中性子遮蔽計算における断面積起因の中性子束の不確かさ定量評価を目的とした。本発表では、断面積の分散共分散データに起因した中性子束の不確かさについてランダムサンプリング法を用いた評価を行ったので、その結果について報告する。

2. 解析手法

中性子遮蔽計算におけるランダムサンプリング法を用いた中性子束不確かさ評価手法について計算の流れを図1に示す。まず、核データライブラリ(JENDL-4.0)の不確かさ情報である微視的断面積の共分散データを NJOY で処理し、多群共分散行列を作成する。次に、JENDL-4.0 に基づく MATXS 形式断面積ライブラリである MATXSLIB-J40 より、TRANSX を用いて評価体系の実効断面積を作成する。作成した多群共分散行列に従いランダムサンプリングを行うことで多数の摂動因子を発生させ、それぞれ TRANSX で作成した実効断面積に乗ずることで多数の断面積セットを準備する。以上の処理により得られた各断面積セットを用いて、1次元中性子 SN 輸送計算コード ANISN により中性子遮蔽計算を実施する。最後に、各断面積セットに対して得られた中性子束を統計処理することで、中性子束の不確かさを算出する。

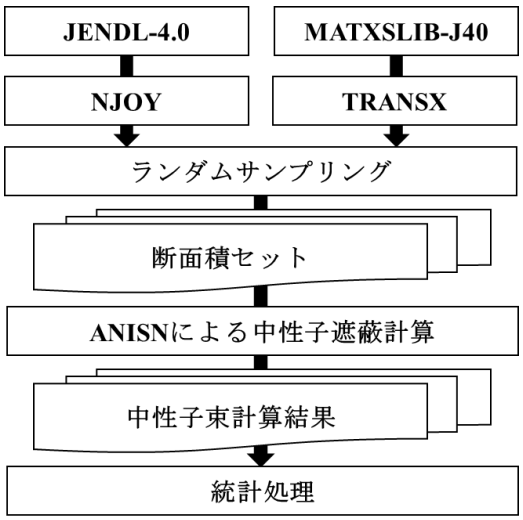


図1 不確かさ評価フロー

3. 検討結果

鉄を構造材とした 1 次元円柱体系において、500 ケースのランダムサンプリングによって得られた中性子束の不確かさ評価結果を図 2 に示す。核分裂中性子源を中心軸上に配置し、共分散データとして ^{56}Fe の弾性散乱・捕獲反応を考慮した。図 2 より、高速中性子(1,50 群)の場合には中心から距離が離れるにつれ中性子束の不確かさも増加する傾向があるが、低エネルギー(100,150,199 群)の中性子については不確かさの変化が小さいことが分かる。これは、低エネルギー群の中性子は高速群からの散乱中性子源による生成が大部分となり、距離に対して中性子スペクトルの形状がほとんど変化しなくなるためだと考えられる。

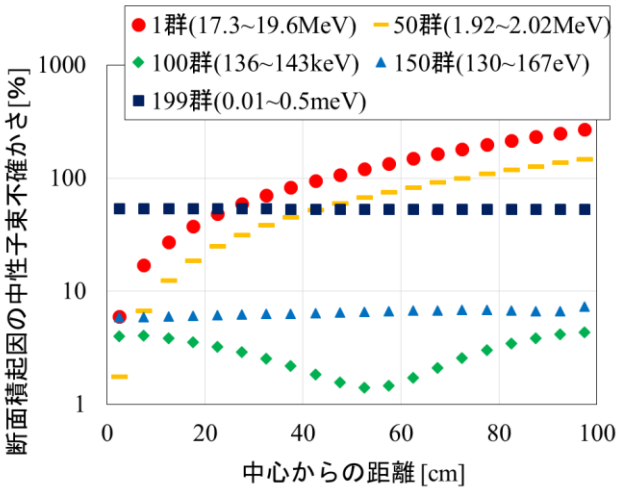


図2 中性子束不確かさ評価結果

*Kimihiro YOKOI[1], Tomohiro ENDO[1], Akio YAMAMOTO[1], Yoshio KIMURA[2], Ryoji MIZUNO[2]

[1]Nagoya Univ., [2]ChudenCTI.

トリウム利用原子炉の核特性不確かさ解析

Uncertainty analysis of neutronics characteristics in thorium loaded reactor core

*佐野忠史，堀順一，高橋佳之，宇根崎博信
京都大学原子炉実験所

トリウム装荷 BWR 及び溶融塩炉（MSR）の臨界性、ドップラ反応度及び反応率比に対する感度解析及び不確かさ評価を実施した。この結果、トリウム利用原子炉では軽水炉に比べると不確かさが一桁程度大きく、炉心設計上大きな影響を与えることが明らかとなった。

キーワード：トリウム、核特性、感度係数、不確かさ、断面積共分散

1. 緒言

原子炉システムの成立性を工学的に議論する上で、臨界性、転換率、燃料バランスなど、炉心核特性パラメータの精度・信頼性に関する検証・評価は不可欠である。トリウム利用原子炉については、核データライブラリにおける Th232 をはじめとする関連核種の断面積データの信頼性・不確かさの評価と、断面積データの不確かさが炉心核特性パラメータに及ぼす影響の両面において、ウラン・プルトニウム利用原子炉に比べて十分な研究開発が行われていないのが現状である。そこで本研究では、溶融塩燃料炉等を含むトリウム利用原子炉の炉心核特性に対する不確かさ評価を実施した。

2. 数値計算

代表的なトリウム利用原子炉としてトリウム装荷 BWR 及び溶融塩炉（MSR）[1]及び比較対象としてウラン炉心の BWR を取り上げ、炉心設計上の重要な核特性パラメータである実効増倍率、ドップラ反応度及び各種反応率比に対する感度係数及び不確かさを評価した。ここで反応率比はウラン炉心 BWR では U235 核分裂率/U238 捕獲率、トリウム炉心では U233 核分裂率/Th232 捕獲率とした。断面積ライブラリは JENDL-4.0 を用い、感度係数は一般化摂動理論に基づく感度係数計算コード SAGEP を用いた。得られた感度係数及び断面積共分散を用いて核特性に対する不確かさ評価を実施した。

3. 結論

表 1 に得られた各核特性の不確かさを示す。特に実効増倍率に着目すると、その不確かさがウラン炉心では 0.316%dk/k であるのに対し、BWR トリウム炉心で 2.793%dk/k、MSR 炉心で 4.643%dk/k と一桁大きな不確かさが存在する。ドップラ反応度や反応率比についてもトリウム燃料を装荷することで、実効増倍率と同様に大きな不確かさを有する。これらのトリウム炉心核特性の不確かさは燃料形態や炉型によらず、ウラン炉心よりも大きな値である。実効増倍率やドップラ反応度は炉心の安全性に直接寄与するパラメータであり、反応率比（U233 核分裂率/Th232 捕獲率）は U233 の生成量の指標となるため、この不確かさは核燃料サイクルや原子力システムのマスバランスへ大きな影響を与える。これらの不確かさの原因は主に核データライブラリの Th232 捕獲断面積誤差であることから、トリウム利用を行うにあたっては Th-232 断面積の高精度化が喫緊の課題であることが明らかとなった。

表 1　各核特性の不確かさ

核特性＼炉心	BWR	トリウム装荷BWR	MSR
実効増倍率	0.316*	2.793	4.643
ドップラ反応度	1.497**	17.58	7.26
反応率比	1.168～1.120**	9.762～9.770	11.4

*%dk/k, **%

参考文献

[1] R. C. Robertson, et. al.,ORNL-4541, (1971)

*Tadafumi Sano, Jun-ichi Hori, Yoshiyuki Takahashi, Hironobu Unesaki
Kyoto University Research Reactor Institute.

高速炉燃料の FP 崩壊熱不確かさ低減のための検討

Study for uncertainty reduction of FP decay heat of FBR fuel

*大釜 和也[1]，湊 太志[1]，大木 繁夫[1]，片倉 純一[2]

[1]日本原子力研究開発機構，[2]長岡技術科学大学

最新の JENDL FP 崩壊データおよび核分裂収率ファイルに基づく総和計算により、高速核分裂による FP 崩壊熱不確かさの評価を行った。特に、高速炉燃料において FP 崩壊熱への寄与が大きい Pu-239 の FP 崩壊熱の感度解析から、FP 崩壊熱不確かさへの寄与の大きい核データを特定するとともに、それらの不確かさの改善による FP 崩壊熱不確かさ低減の効果について検討した。

キーワード：核分裂生成物，崩壊熱，崩壊データ，核分裂収率，不確かさ

1. 緒言

高速炉設計においては、除熱源喪失型事象等の安全評価、崩壊熱除去系や使用済燃料貯蔵施設等の安全上重要な設備の設計に崩壊熱およびその不確かさデータが重要である。近年、最新の JENDL FP 崩壊データおよび核分裂収率ファイルに基づく総和計算により、FP 崩壊熱およびその不確かさについて報告されている[1]。高速炉設計に最新の知見を反映するため、これらの核データおよび評価方法により、高速中性子核分裂による FP 崩壊熱不確かさを評価した。また、感度解析により、FP 崩壊熱不確かさへの寄与が大きい核データを特定し、それらの不確かさの改善による FP 崩壊熱不確かさ低減効果につき検討した。

2. 検討条件・解析方法

最新の JENDL FP 崩壊データおよび核分裂収率ファイルに基づく総和計算により、無限照射時の Pu-239 の高速中性子核分裂の FP 崩壊熱およびその不確かさを評価した。崩壊に伴い放出される β 線および γ 線のエネルギーの不確かさが、FP 崩壊熱不確かさへの寄与として大きい。そこで、比較的 FP 崩壊熱の不確かさが大きい照射後 10s および 10^8s において、放出エネルギーに対する感度係数から、FP 崩壊熱不確かさに寄与が大きい核種を分析した。また、それらの核種の核データおよび不確かさを JENDL 以外のライブラリで代替することにより、FP 崩壊熱不確かさの低減効果を予備的に評価した。

3. 結論

図. 1 に、照射後 10s における放出エネルギーに対する感度係数と崩壊に伴い発生する β 線のエネルギーの不確かさ（ΔE_β）の分布を示す。FP 崩壊熱の不確かさは、それぞれの核種の感度係数と核データ不確かさにより評価する。したがって、図. 1 の右上に位置する核種は、感度係数が高く、かつ、核データ不確かさが大きいため、FP 崩壊熱の不確かさへの寄与が大きい。

核データの中には、不確かさが評価されていないものもある。そのような場合、FP 崩壊熱の不確かさの計算では、保守性を考慮し、その核データの不確かさを 100%としている。このような核種として、図. 1 の感度係数が高いほうから、Cs-140、Nb-98 および Tc-103 が挙げられる。なお、これらの核種は、ΔE_γ も不確かさを 100%としている。また、10^8s において同様の分析を行うと、Ba-137m の内部転換電子のエネルギーの不確かさが寄与していることがわかった。これは、理論計算で得られた内部転換係数の不確かさが与えられていないことが原因であることがわかった。

これらの核データの不確かさ評価値が与えられた場合の無限照射時の Pu-239 の高速中性子核分裂の FP 崩壊熱不確かさの改善効果を評価するため、JEFF3.1 Radioactive Decay Data の Cs-140、Nb-98 および Tc-103 の E_β、ΔE_β、E_γ および ΔE_γ を使用した計算を実施した（図. 2）。また、Ba-137m については、内部転換電子のエネルギーおよびその不確かさを使用した。Cs-140、Nb-98 および Tc-103 の ΔE_β および ΔE_γ の評価により、照射後 100s までの FP 崩壊熱不確かさ約 3%のうち最大で 0.8%の改善の可能性があることがわかった。また、Ba-137m の内部転換電子のエネルギー不確かさの評価により、10^8s における約 5%の FP 崩壊熱不確かさを 3.8%改善できる可能性があることがわかった。これらの知見は、JENDL に今後反映する余地がある。なお、ΔE_β および ΔE_γ などの崩壊データは、他の重核種や熱中性子核分裂の FP 崩壊熱不確かさ評価においても共通して使用されるため、それらの評価においても不確かさ低減が期待できる。

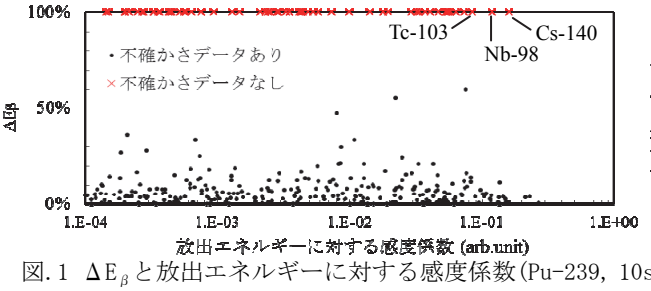


図. 1 ΔE_β と放出エネルギーに対する感度係数(Pu-239, 10s)

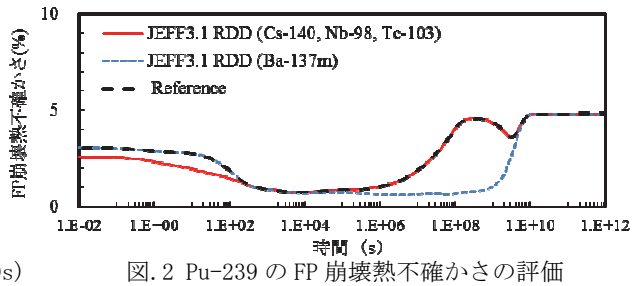


図. 2 Pu-239 の FP 崩壊熱不確かさの評価

参考文献

[1] Katakura J. Uncertainty analyses of decay heat summation calculations using JENDL, JEFF, and ENDF files. J Nucl Sci Technol. 2013;50:799-807.

*Kazuya Ohgama[1], Futoshi Minato[1], Shigeo Ohki[1] and Jun-ichi Katakura[2]
[1]Japan Atomic Energy Agency., [2]Nagaoka University of Technology.

次世代高速炉の核設計における解析手法の詳細化の検討(4)
出力分布評価における断面積均質化による影響の検討

Investigation on Improvement of the Core Neutronics Design Calculation Method for Advanced Fast Reactors (4) Investigation on the cross-section homogenization effect in power distribution evaluation

*杉野 和輝[1]，丸山 修平[1]，大木 繁夫[1]
[1]日本原子力研究開発機構

電気出力 750MWe のナトリウム冷却高速炉の出力分布評価において、核設計手法の改善の余地が見られている。そこで、その主要因の 1 つと考えられる断面積の均質化に関して種々の検討を行った。

キーワード：出力分布，断面積均質化，高速炉，核設計

1. 緒言

高速炉の核設計手法の検証・妥当性確認及び不確かさ評価の一環として行った電気出力 750MWe のナトリウム冷却高速炉の出力分布評価において、参照解である連続エネルギーモンテカルロ法（CMC）の結果に対し、径方向依存の系統誤差が見られており、その要因の 1 つとして断面積の均質化による影響が挙げられている[1]。そこで、断面積の均質化に関して種々の手法を適用することにより、影響発生のメカニズム解明について検討を行い、出力分布評価の改善に資する。

2. 検討条件

出力分布評価の誤差の主要因が断面積の均質化であることを確認するため、格子計算により得られた断面積均質化前の非均質の実効断面積を用いて、多群モンテカルロ法（GMC）により非均質構造を陽に取り扱った体系の炉心計算を行い、均質化断面積を用いた場合の結果に対する補正（非均質体系モデル補正）を行う。また、決定論的手法に基づく核設計手法（Design）の改良に関する検討として、格子計算においてスーパセルモデルを用い、従来の中性子束荷重法に代わり、反応率比保存法（RRRP）を適用する。

3. 検討結果

検討結果を **Fig. 1** に示す。GMC により求めた非均質体系モデル補正を適用することにより、出力分布の誤差がほぼ解消されることを確認した。また、核設計手法の検討でも、適切なスーパーセルモデル条件で RRRP 法を適用することにより、出力分布評価を改善できる可能性のあることが分かった。

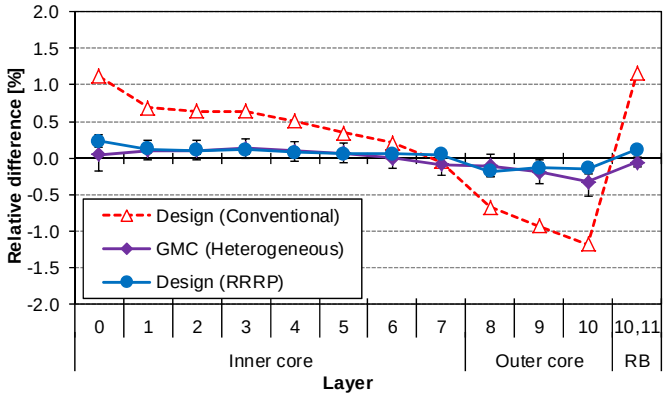


Fig. 1 Comparison in radial power distribution by GMC method for heterogeneous geometry and design method with RRRP technique

4. 結言

GMC の適用により、出力分布の誤差の主要因が断面積の均質化にあることを示した。また、決定論的手法に基づく核設計手法においても、RRRP 法の適用により出力分布評価改善の可能性のあることが分かった。

参考文献

[1] 丸山，他，日本原子力学会「2015 年秋の大会」A30

*Kazuteru Sugino[1], Shuhei Maruyama[1] and Shigeo Ohki[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency